

Resumen

Esta memoria incluye una descripción de un modelo de planta de Ascó II, llevado a cabo en el marco de un Proyecto Final de Carrera. Este modelo fue realizado utilizando el código de cálculo RELAP/SCDAP a partir de un modelo de planta en desarrollo continuo en la Sección de Ingeniería Nuclear, y de un modelo detallado de vasija incorporado al resto del modelo de planta.

Posteriormente, se simulará el funcionamiento en régimen estacionario, a potencia de 2686 MW y se contrastarán los valores obtenidos con los valores reales de planta para la validación del modelo.

Ajustado el modelo, se procederá al estudio de dos escenarios accidentales de LOCA (“Loss Of Coolant Accident”). En concreto, se simulará, en primer lugar, una pérdida importante de refrigerante en uno de los lazos del circuito primario de la central nuclear en el caso de que actúen normalmente los sistemas de inyección de seguridad. Posteriormente, se considerará la misma rotura, postulando un fallo del sistema de inyección de alta presión y un retardo de unos 15 min del sistema de inyección de baja presión. Estos cálculos se harán con el propósito de analizar los fenómenos de intercambio de calor (calor producido por oxidación, calor transferido por convección y radiación, conducción térmica en las barras de combustible, efecto del calentamiento sobre los materiales, etc).

Finalmente, se procurará evaluar el aporte de la utilización del código SCDAP para el estudio de tales escenarios de transitorios de planta.





Sumario

RESUMEN	1
SUMARIO	3
1. GLOSARIO	7
2. PREFACIO	11
3. INTRODUCCIÓN	15
4. MODELO DE PLANTA EN RÉGIMEN ESTACIONARIO	19
4.1 Presentación del código de cálculo Relap/Scdap	19
4.1.1 Historia	19
4.1.2 Características	19
4.2 Descripción y validación del modelo de Ascó II	22
4.2.1 Nodalización hidrodinámica	22
4.2.2 Modelo del reactor	29
4.2.3 Cinética del reactor	33
4.2.4 Regulación	36
4.3 Validación del funcionamiento en régimen estacionario	40
5. ESTUDIO DE TRANSITORIOS DE LOCA GRANDE	49
5.1 Descripción de los transitorios estudiados	50
5.2 Evolución de temperatura en el núcleo	54
5.3 Fenómeno de oxidación del Zircaloy de las barras	58
5.4 Transferencia de calor e impacto sobre la temperatura	68
5.5 Deformación de materiales en las barras	71
5.6 Interés de utilizar SCDAP en el estudio de LOCA	76
CONCLUSIONES	83
BIBLIOGRAFÍA	87
Referencias bibliográficas	87



Capítulo 1: Glosario



1. Glosario

➤ Instituciones:

USNRC: United States National Regulatory Commision (comisión nacional reguladora de Estados Unidos)

INEEL: Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (laboratorio nacional de Ingeniería y medio ambiental de Idaho, organismo que desarrolló el código Relap)

UPC: Universitat Politècnica de Catalunya

ETSEIB: Escola Técnica Superior de Engenyeria Industrial de Barcelona

SEN: Secció de Engenyeria Nuclear

➤ Planta:

PWR: Pressurized Water Reactor (Reactor de Agua a Presión)

LOCA: Loss Of Coolant Accident (accidente debido a una pérdida de refrigerante)

ABD: Accidente Base de Diseño

GV: Generador de Vapor

AAP: Agua de Alimentación Principal

AAA: Agua de Alimentación Auxiliar

LPIS: Low Pressure Injection System (Sistema de Inyección de Baja Presión)

HPIS: High Pressure Injection System (Sistema de Inyección de Alta Presión)



➤ **Diversos:**

SDTP: SCDAP Development and Training Program (programa de desarrollo del código SCDAP y de formación a su utilización).

Nodos: subdivisiones de volúmenes o estructuras de calor RELAP y de los elementos SCDAP

Componente SCDAP: Puede ser del tipo “fuel” (combustible) o “control” (barras de control). Representa una zona en la cual todas las barras de combustible o de control, (según el tipo) tienen el mismo comportamiento.

Zircaloy: Aleación a base de Zirconium. Material a alta resistencia térmica y a la oxidación. Es un material muy presente en las centrales nucleares.

E1, E2: Escenario 1, Escenario 2



Capítulo 2: Prefacio



2. Prefacio

Este proyecto ha sido realizado entre el mes de Octubre de 2004 y el mes de Mayo de 2005 en el laboratorio de la Secció de Enginyeria Nuclear (SEN) de la ETSEIB, Escola Técnica Superior de Enginyeria de Barcelona (Universitat Politècnica de Catalunya).

Para su desarrollo se utilizaron 2 modelos existentes:

- Un modelo de planta de Ascó II, programado con el código de cálculo RELAP y desarrollado de manera continua en la SEN, elaborado a partir de datos de planta.
- Un modelo detallado de la vasija y del núcleo desarrollado en 2003 con el código RELAP/SCDAP. Este modelo fue realizado por Patricia Pla en el marco de su tesis doctoral: *“Assesment of size aspects in modelling molten fuel coolant interaction”*.

La motivación del proyecto era la realización de un modelo híbrido, reemplazando la vasija del modelo de planta por la vasija más detallada a fin de estudiar el comportamiento del núcleo, o sea, los intercambios de calor y los daños que puede sufrir durante una pérdida importante de refrigerante en el circuito primario.

El objetivo a medio y largo plazo es que el modelo realizado pueda ser utilizado para el estudio de escenarios de transitorios de planta.



Capítulo 3: Introducción



3. Introducción

Los accidentes severos en reactores de agua a presión PWR (Pressurized Water Reactor) pueden acontecer al perder agua líquida (refrigerante) en el circuito primario y por lo tanto en la vasija, estructura que contiene el reactor.

Uno de estos accidentes puede ser el LOCA (Loss Of Coolant Accident): hay un escape del agua del circuito primario a causa de una rotura, lo que puede provocar un fallo en la evacuación del calor generado en el núcleo. El calor residual puede entonces inducir muy altas temperaturas en las barras de combustible hasta provocar fusión de materiales y producir daños importantes en el núcleo.

El código de cálculo RELAP/SCDAP permite simular el funcionamiento de plantas termo-hidráulicas (y en particular de plantas nucleares), tanto en régimen estacionario como en regímenes transitorios. El código RELAP gestiona principalmente la parte termo-hidráulica, cinética y de control del modelo mientras SCDAP se dedica a la modelización del núcleo y sus estructuras.

Evaluar el efecto que pueda tener un accidente tal como un LOCA sobre el núcleo es muy importante, ya que se precisa saber si tendrá impacto sobre los materiales y si, por ejemplo, se podrá recuperar el núcleo en su integridad o si sufrirá daños irreversibles. También permite mejorar la definición de márgenes de seguridad en cuanto a dimensiones, resistencia de materiales, etc. Por esto, se procurará saber cómo evolucionan las temperaturas en el núcleo y cómo reaccionan las vainas de Zircaloy en tal caso.

En este proyecto se estudiarán, a partir de un modelo de planta de Ascó II, varios escenarios de LOCA para investigar los acontecimientos inducidos en el núcleo y en la vasija. Con este fin, **se realizará un modelo** de planta integrando la termo-hidráulica de la planta, la cinética y la térmica del reactor además de la estructura del núcleo. **Se validará este modelo en régimen estacionario** y luego **se estudiarán los parámetros de intercambio de calor** dentro del núcleo, así como los fenómenos de oxidación del Zircaloy, deformaciones de barras de combustible y evolución de la temperatura de los materiales en las vainas de combustible. Se pondrá en evidencia cual puede ser **la aportación de SCDAP** en el estudio de transitorios.



Capítulo 4: Modelo de planta en régimen estacionario



4. Modelo de planta en régimen estacionario

4.1 Presentación del código de cálculo Relap/Scdap

4.1.1 Historia

El gobierno de Estados Unidos inició el desarrollo de los códigos de cálculo RELAP en los años 70 para apoyar el análisis de accidentes en centrales eléctricas comerciales en este país. Sin embargo, varias versiones del código se han distribuido y ahora se utilizan para una amplia gama de actividades. El código permite la investigación básica sobre la termo-hidráulica bifásica, el diseño de instalaciones experimentales termo-hidráulicas de pequeña o gran escala, de reactores de investigación y de centrales eléctricas comerciales. También tiene aplicaciones en estudios de seguridad en centrales nucleares.

El desarrollo de RELAP/SCDAP, que incorpora modelos de RELAP 5, se llevó a cabo en 1981 por la US Nuclear Regulatory Comisión (USNRC), como consecuencia del accidente severo en la Unidad 2 de Three Miles Island. Este código, también se ha utilizado para apoyar programas de investigación de accidentes severos. [1]

El desarrollo de RELAP/SCDAPSIM, la versión que se utilizó en este proyecto, se inició en 1998 bajo el patrocinio de un consorcio internacional como parte del SCDAP Development and Training Program (SDTP). Al lanzarlo, este código era el paquete más avanzado de la termo-hidráulica. Se basa en los modelos utilizados en las versiones anteriores del código de RELAP/SCDAP del USNRC, incluyendo los modelos más avanzados en el mundo para el tratamiento de los primeros tiempos de un accidente severo en una planta de energía atómica comercial. La primera versión experimental de RELAP/SCDAPSIM/MOD3.2 fue lanzada en noviembre de 1998. La primera versión de producción se estrenó en enero de 1999, incluyendo mejoras en los métodos numéricos y la programación de los modelos, obteniendo progresos notables de velocidad y fiabilidad.[2]

4.1.2 Características

RELAP y RELAP/SCDAP contienen modelos multidimensionales de termo-hidráulica, transferencia de calor, componentes comunes y especiales, sistemas de control, y otros



modelos para describir el comportamiento de sistemas complejos con fluidos en condiciones mono y bifásicas.

Los modelos hidrodinámicos siguen la evolución de los flujos del líquido, del vapor y de gases no condensables (aire, hidrógeno y nitrógeno).

Los modelos de transferencia de calor describen los intercambios por conducción, convección y radiación entre las estructuras del sistema y el fluido.

Los modelos de componentes incluyen las válvulas, los separadores, los secadores, las bombas, los calentadores eléctricos, las turbinas y los acumuladores.

Los modelos de sistema de control incorporan las funciones aritméticas, de integración y derivación, proporcional-integrales, retraso y variables lógicas.

Los modelos de componentes especiales en RELAP/SCDAP, desarrollados para el análisis de reactores nucleares, simulan el elemento combustible y otros modelos de la estructura del núcleo, así como los modelos generales para las estructuras porosas.

RELAP/SCDAPSIM utiliza los modelos termo-hidráulico, de comportamiento del combustible y otros modelos desarrollados por el USNRC, además de modelos SDTP para describir el comportamiento del sistema del reactor. En algunos casos, la programación de SCDAP/RELAP se ha modificado utilizando métodos numéricos más sólidos y FORTRAN-90, que mejora la velocidad y la fiabilidad de estos modelos.[2]

Los modelos basados en RELAP5 calculan la respuesta global del sistema, incluyendo el transporte de materiales, el comportamiento del sistema de control, la cinética del reactor y los intercambios térmicos entre las estructuras del sistema y los líquidos. Los modelos termo-hidráulicos tienen un enfoque multidimensional y bifásico para describir los movimientos de materia teniendo en cuenta los efectos de la transmisión de calor por convección en presencia de una o dos fases.

La transferencia de calor por radiación entre las estructuras y el líquido se describe mediante modelos detallados y ramificados, mientras que para la conducción del calor dentro de las estructuras se utilizan modelos mono o bidimensionales.

También se describe el transporte de aerosoles, productos de fisión, hidrógeno, aire, nitrógeno y otros gases no condensables.



Los modelos basados en SCDAP calculan la evolución de la temperatura y de los daños en el núcleo y en las estructuras de su entorno. Estos modelos describen el calentamiento, la deformación, la oxidación y la fusión de barras de combustible y de control, así como de otras estructuras de la vasija.



4.2 Descripción y validación del modelo de Ascó II

Para llevar a cabo el proyecto se requiere un modelo realista de planta de la central de Ascó II, incluyendo una representación detallada del núcleo. Para ello, se utilizará un modelo de planta en desarrollo continuo en el laboratorio de la SEN con el código RELAP. Se tendrán en cuenta varias simplificaciones, particularmente en consideración a los controles y a los sistemas de Agua de Alimentación (AA) y de Inyección de Seguridad (IS). Por otra parte, se reemplazará el modelo de la vasija existente por un modelo más detallado que permita una descripción de las barras de combustible y de control por zonas mediante el código SCDAP.

4.2.1 Nodalización hidrodinámica

Un reactor de agua a presión como el de la central de Ascó cuenta con varios circuitos. En el modelo realizado, algunos de ellos serán imprescindibles y deberán quedar bien definidos para acercarse a la realidad del funcionamiento, mientras que otros podrán ser simplificados, ya que no importará el funcionamiento propio sino el efecto sobre el comportamiento general de la planta.

Se destacan cuatro categorías de sistemas: los sistemas principales, los sistemas auxiliares, los sistemas de seguridad y el reactor nuclear (ver *sección 4.2.2*). A continuación se describen los sistemas que pertenecen al modelo RELAP/SCDAP, además de las simplificaciones respecto de la realidad.

1. Sistemas principales

➤ Circuito primario

El circuito primario de la planta de Ascó está organizado en 3 lazos. Cada uno incluye un generador de vapor, una bomba principal y tuberías que transportan el fluido refrigerante. La rama caliente lleva el agua desde la salida del núcleo hacia el generador de vapor (GV), a la salida del cual empieza la rama fría, que acaba a la entrada del núcleo, pasando por la bomba principal, que impulsa el agua a alta presión en el circuito. El presionador se ubica en la rama caliente del primer lazo, justo a la salida del núcleo.



La **nodalización hidrodinámica**, cuyo esquema principal se puede consultar en la *Ilustración 4.1*, incluye todos estos elementos. Las características geométricas de cada elemento (superficies de flujo o volúmenes, longitudes, coeficientes de pérdidas de carga, rugosidad, etc), al igual que las condiciones iniciales (temperaturas, presiones, caudales, concentraciones de boro...) quedan definidas en el modelo RELAP que sirvió de base a la realización del modelo de este proyecto.

Los **generadores de vapor** son intercambiadores de calor: el agua del primario pasa por tubos en forma de U mientras el agua del secundario se convierte en vapor. En el modelo, la parte que representa el circuito primario son los volúmenes coloreados en azul en el esquema de la *Ilustración 4.2*: volúmenes de entrada y salida y un elemento “pipe” (tubo) de RELAP (dividido en 20 sub-volúmenes) simulando los tubos en U.

Las **bombas principales**, cuyo papel es impulsar el refrigerante dentro del circuito primario, se modelan con elementos “pump” (bomba) de RELAP, indicando sus curvas características.

Finalmente, el **presionador** desempeña un papel de regulador de presión dentro del primario, manteniéndola constante a lo largo del tiempo. Es un volumen cilíndrico, unido a la rama caliente del primer lazo. Contiene agua en fase líquida en su parte inferior, vapor en su parte superior y una zona de transición bifásica. Permite absorber las variaciones de densidad del agua originadas por variaciones de potencia. Para lograrlo, mantiene su presión constante controlando el estado térmico del agua mediante calentadores eléctricos o con un rociado de agua fría, según la situación. En el modelo, los calentadores se representan por estructuras de calor de RELAP y el volumen presionador se divide en 20 sub-volúmenes. También está unido a un tanque de alivio, a través de válvulas de seguridad y válvulas de alivio. El caudal del agua de rociado viene de los otros dos lazos (ramas frías) y está regulado por dos válvulas.



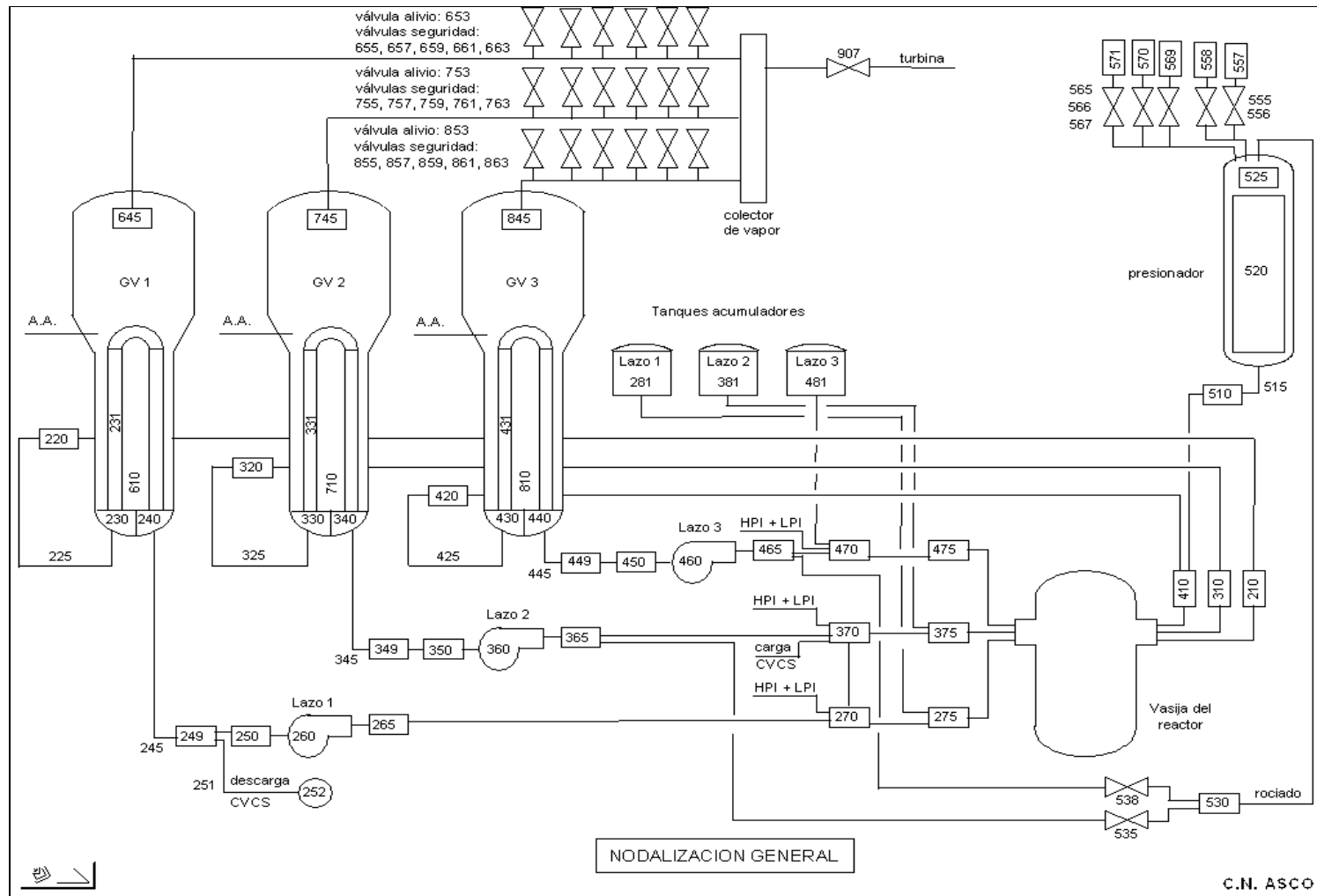


Ilustración 4.1 – Nodalización de planta de Ascó II

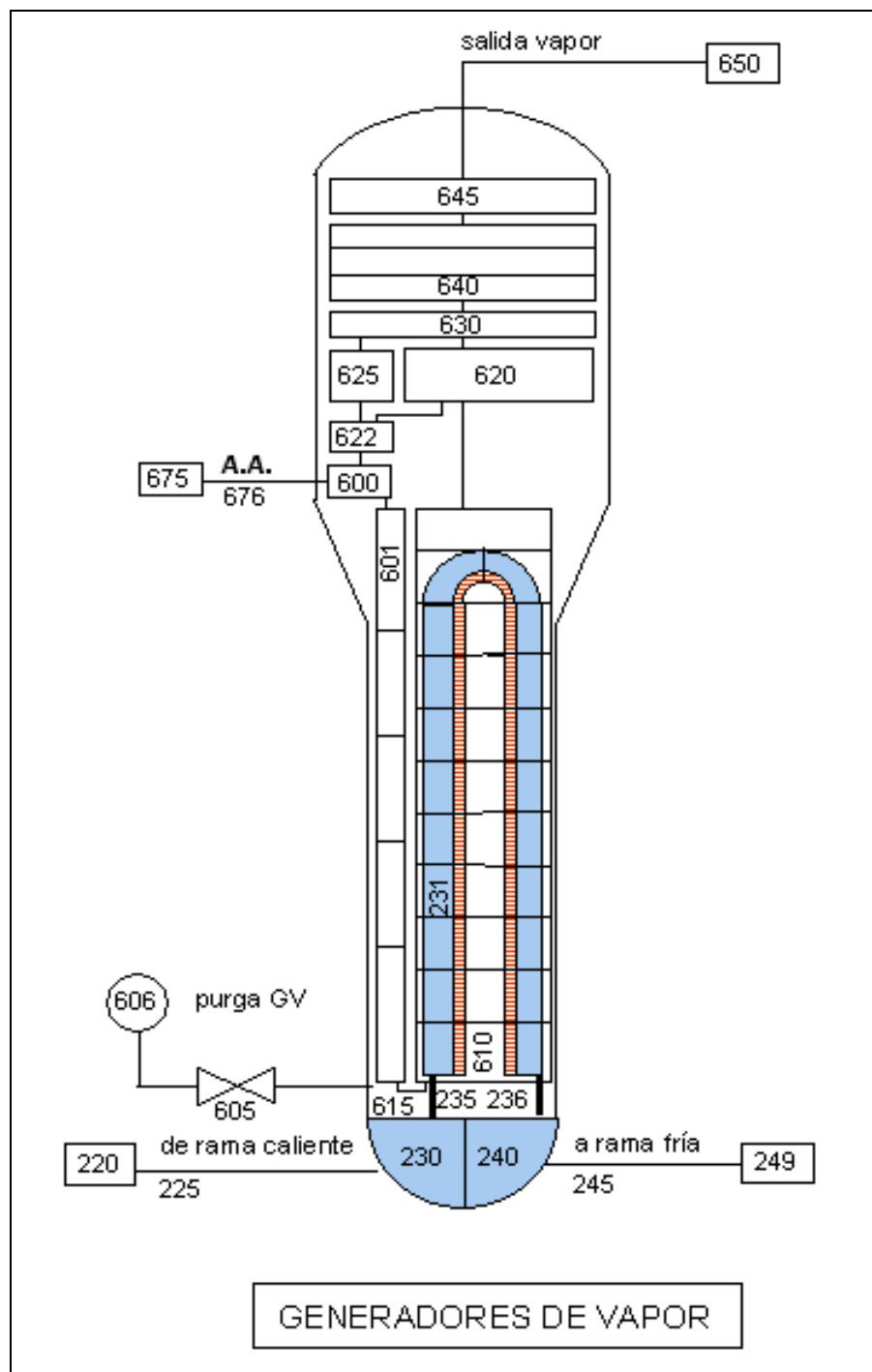


Ilustración 4.2 – Nodalización de los generadores de vapor

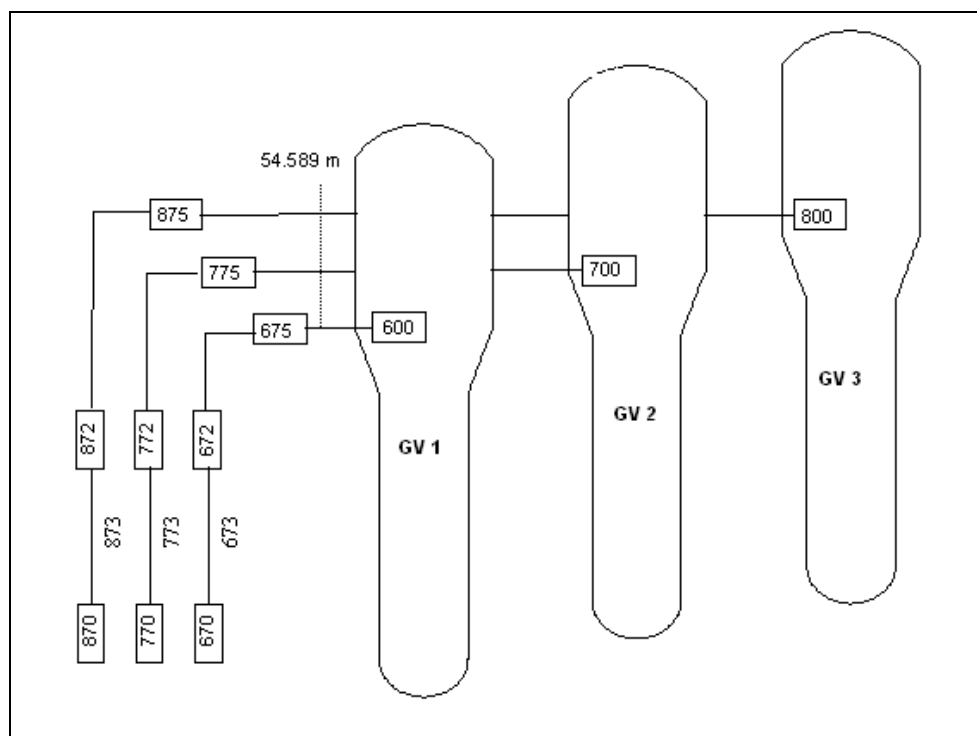


➤ Circuito secundario

Después de producir el vapor en los generadores, se conduce hacia un colector de vapor antes de expandirse en las turbinas de baja y alta presión. En el modelo se representa la turbina sólo como un volumen. El caudal que pasa por él determina la potencia obtenida. Las válvulas de alivio y de seguridad permiten evacuar el vapor a la atmósfera en caso de que se aísle la turbina. Tampoco se modelan el condensador, los secadores-recalentadores ni el alternador.

➤ Circuito de Agua de Alimentación Principal (AAP)

El AAP alimenta el generador de vapor con agua que será convertida en vapor, transfiriendo así el calor del primario hacia el secundario. En la planta, el agua proviene de la salida del condensador, impulsada por dos turbo-bombas alimentadas por parte del vapor extraído. Es, por lo tanto, un circuito cerrado. En el modelo, el agua viene de tres volúmenes independientes de otros circuitos (*Ilustración 4.3*): 670, 770, 870 y el caudal de agua de alimentación está controlado mediante tres uniones reguladas (673, 773, 873).



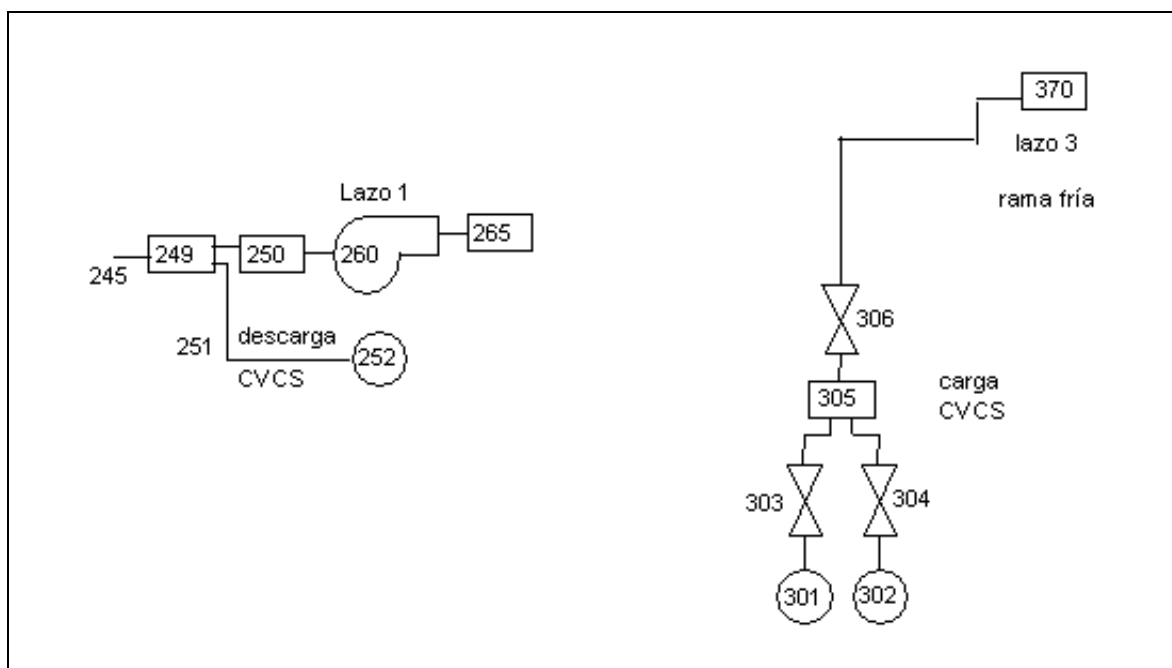
*Ilustración 4.3 – Nodalización del circuito de
Agua de Alimentación Principal*



2. Sistemas auxiliares

➤ Sistema de Control Químico y de Volumen (SCQV)

Este circuito tiene 2 funciones. Por un lado, controla la **concentración de ácido bórico** y asegura la calidad del agua de refrigeración y por otro, gestiona la **carga y descarga** del agua. En el modelo (ver *Ilustración 4.4*), el caudal de descarga es constante y tiene un valor de $3,3 \text{ kg.s}^{-1}$. Se anula cuando el nivel del presionador es inferior al 15%. La válvula 303 regula la cantidad de boro, mientras que la válvula 304 gestiona el aporte de agua. Se obtiene agua borada a la concentración de referencia en el volumen 305 y se inyecta en el circuito a través de la válvula 306, cuya apertura depende del nivel del presionador.



*Ilustración 4.4 – Nodalización del circuito de
Control Químico y de Volúmen*

➤ Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (AAA)

El circuito AAA entraría en acción en caso de fallo del circuito de AAP. En el caso de los transitorios estudiados en este proyecto no será necesario. Se nodaliza del mismo modo que el sistema principal de alimentación a los GV.



3. Sistemas de seguridad

Los sistemas de seguridad se diseñan para hacer frente a los Accidentes Base de Diseño (ABD). Sólo se simula el funcionamiento del sistema de refrigeración de emergencia del reactor, pero en realidad también existen sistemas de seguridad eléctrico y de la contención.

El sistema de refrigeración de emergencia del reactor cuenta con tres circuitos para asegurar el enfriamiento del combustible en el caso de LOCA (pérdida de agua en el primario). La nodalización del sistema se representa en la *Ilustración 4.5*.

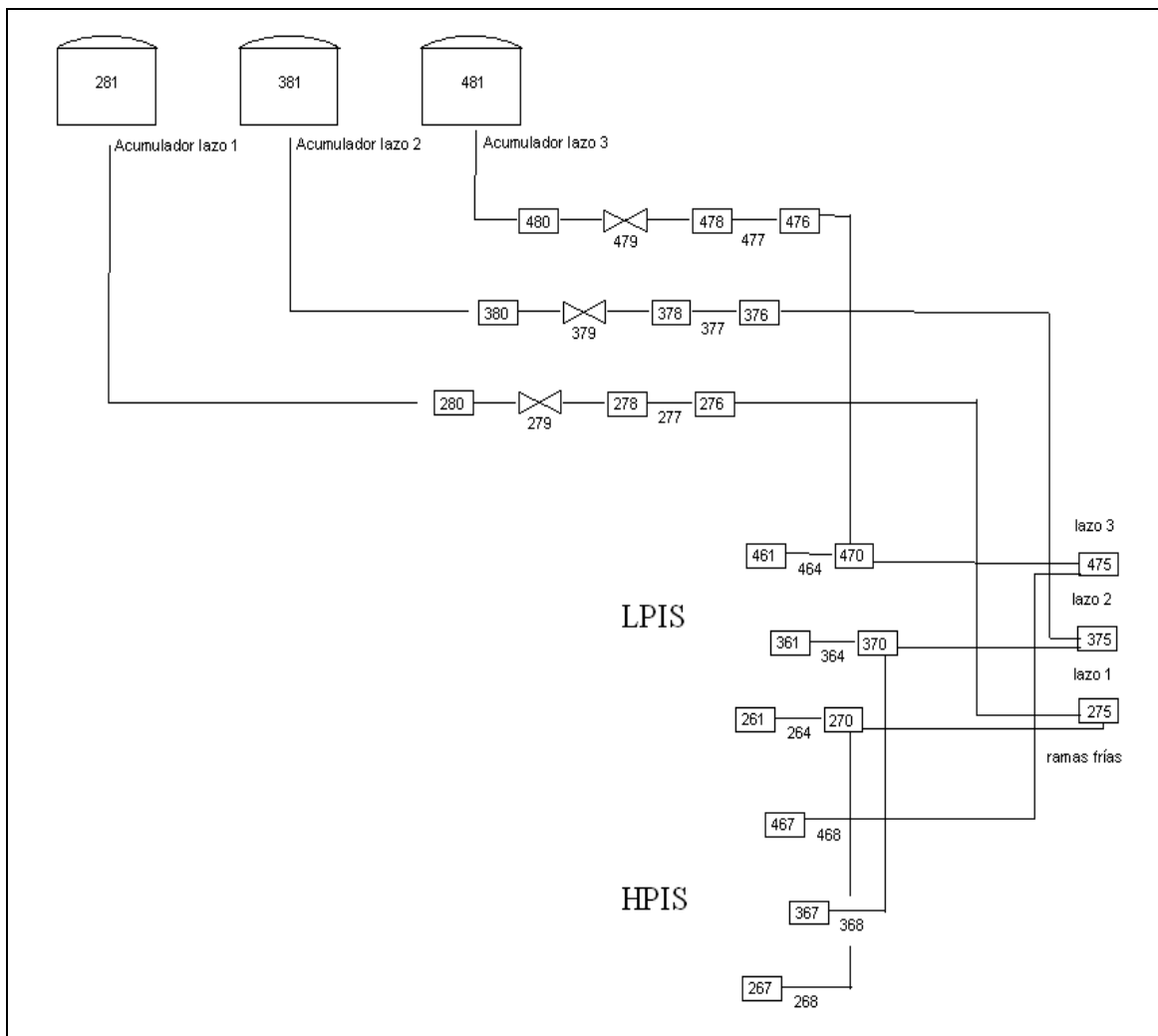


Ilustración 4.5 – Nodalización del sistema de enfriamiento de emergencia del reactor



➤ **Acumuladores**

Son tanques a presión ($P = 45$ bar) que entran en acción automáticamente en el caso de una pérdida de presión importante en el primario. Son importantes en el caso de LOCA grandes que implican una fuerte despresurización. Son muy eficientes porque inundan el reactor con grandes caudales de agua borada, pero su acción se limita a su capacidad (41m^3).

➤ **Circuito LPIS**

El sistema LPIS (Low Pressure Injection System), de Inyección de Baja Presión, impulsa agua en los tres lazos del primario (rama fría) a través de dos bombas de baja presión. En realidad, este circuito permite la recirculación en circuito cerrado del agua cuando el tanque de agua de recarga esté vacío. Para simplificarlo, en el modelo, el tanque se simboliza con un volumen autónomo y el caudal es constante (80 kg.s^{-1} por lazo). La válvula se abre cuando la presión del presionador baja de 11 bares.

➤ **Circuito HPIS**

Es el Sistema de Inyección de Alta Presión (High Pressure Injection System), que impulsa agua desde el tanque de almacenamiento en la rama fría mediante bombas de carga de alta presión. Por diseño, logra compensar pequeñas fugas, como la de un tubo de un GV, que no implican una importante bajada de presión. Por lo tanto, en el caso de LOCA grande no tendrá mucha influencia. En el modelo, el agua de inyección proviene de un volumen autónomo y el caudal se calcula en función de la contrapresión en el punto de inyección.

4.2.2 Modelo del reactor

El reactor es el sistema donde tiene lugar la reacción nuclear. La fisión se inicia y se desarrolla en los elementos combustibles. Las barras de control sirven para regular la reacción, mientras que los sistemas de protección (barras de seguridad, inyección de agua borada) son para detenerla. El moderador y el refrigerante captan y evacúan la energía producida en forma de calor. El reactor se coloca dentro de un recipiente llamado vasija.[3]



El modelo del núcleo está programado con RELAP por su parte hidrodinámica y con SCDAP por las consideraciones de definición de los elementos de combustibles y de control.

La nodalización detallada del núcleo se divide en cinco canales radiales termo-hidráulicos (*Ilustraciones 4.6 y 4.7*):

- 2 representan el centro del núcleo (número 111 y 114),
- 2 simulan la parte media (112 y 115)
- 1 para la parte externa del núcleo (113)

Los cinco volúmenes están conectados por uniones de flujo cruzado (cross-flow junctions) y cada uno está fraccionado en diez partes definidas por nodos axiales equidistantes, numerados desde 1 (fondo) hasta 10 (cima). Cada canal incluye dos componentes de SCDAP, uno que simula las barras de combustible (los componentes numerados 1, 3, 5, 7, 9) y otro que simula las barras de control (2, 4, 6, 8, 10). La altura total del núcleo es de 3,66 m.

Un elemento de combustible de 17x17 (ver *Ilustración 4.8*) incluye:

- 264 varillas de combustible: barras o vainas de Zircaloy-4 donde se colocan pastillas de UO_2 enriquecido en ^{235}U , bajo presión de Helio.
- 25 tubos guía para el paso de barras de control y seguridad o instrumentación.

En el modelo, los elementos de combustible (“bundle”) son del tipo 17x17 y la repartición entre barras de combustible (“fuel rods”) y barras de control (“control rods”) se hace como se describe en la *Ilustración 4.9*.



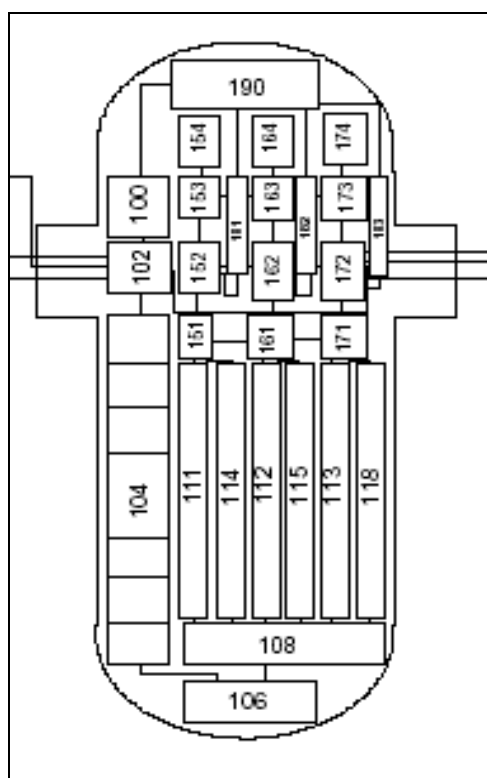


Ilustración 4.6 – Nodalización hidrodinámica de la vasija incorporada en el modelo de planta [4]

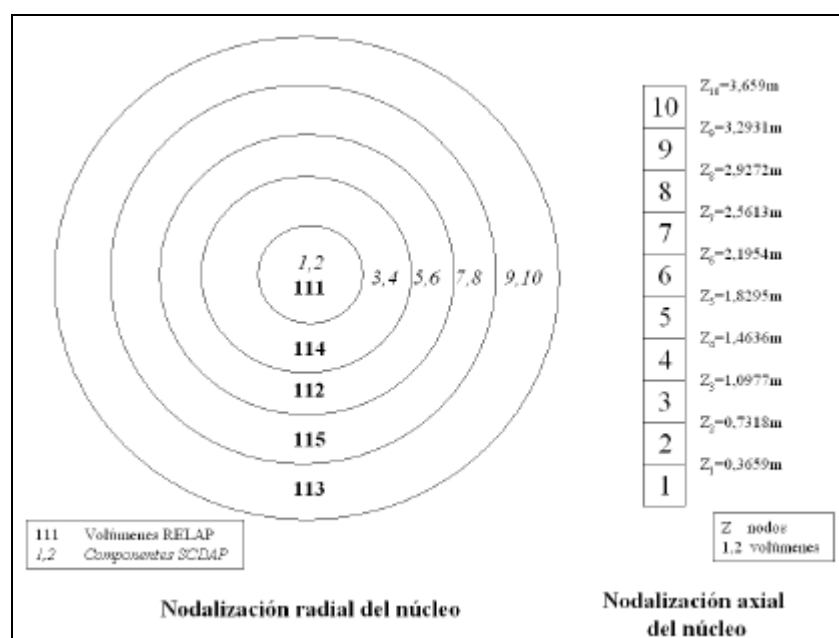


Ilustración 4.7 – Nodalización del núcleo del reactor



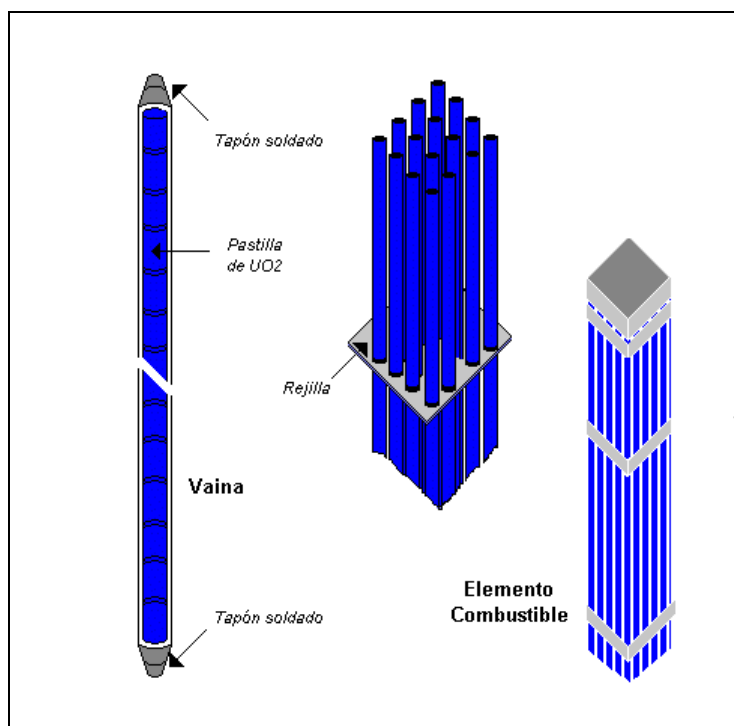


Ilustración 4.8 – Esquema descriptivo de un elemento combustible

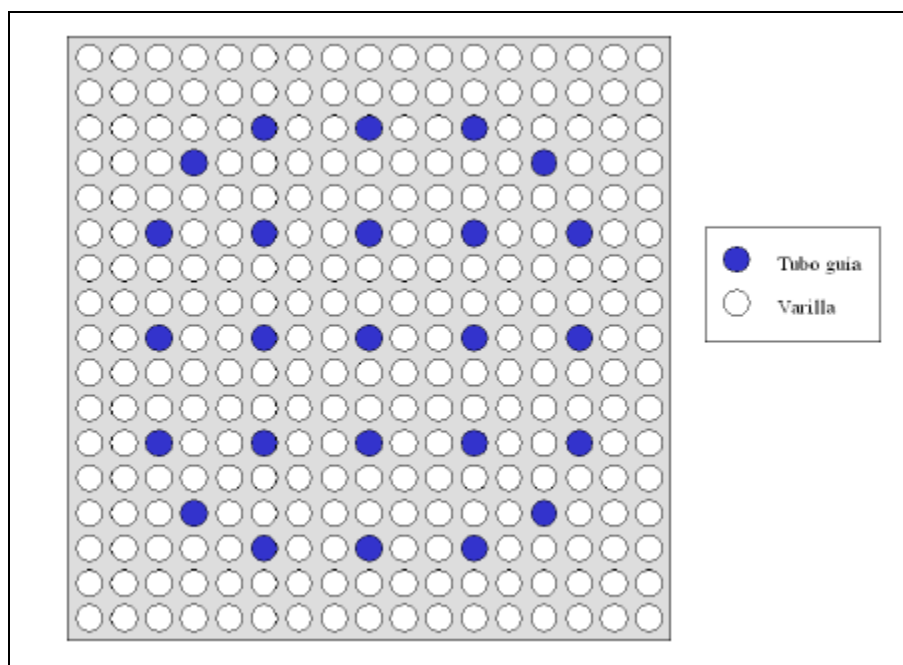


Ilustración 4.9 – Repartición de las varillas dentro de un elemento combustible



Para cada componente SCDAP “fuel” (combustible), se define el **número de barras** que contiene y sus **dimensiones**, así como la **zona hidrodinámica** a la cual pertenece. Todas las barras de combustible del componente tendrán el mismo comportamiento. También se describe la nodalización radial y el perfil de potencia axial y radial en las barras.

En el caso de un reactor PWR como el de Ascó, el agua desempeña el papel de moderador y de refrigerante. La fisión produce neutrones de alta energía que colisionan con el hidrógeno del agua transmitiéndole energía. También calienta los elementos combustibles y el elevado caudal de agua permite retirar el calor acumulado en las vainas. En funcionamiento normal, la refrigeración se hace por convección forzada en las paredes de las barras.

Según el manual de utilización de SCDAP [5], el modelo del comportamiento de las barras de combustible calcula la respuesta térmica, mecánica y química de estas durante accidentes severos. Toma en consideración la generación de calor nuclear, la distribución de temperatura, la oxidación del Zircaloy de la vaina, la deformación del combustible, la licuefacción y la liberación de productos de fisión.

El calor de origen nuclear, junto con el calor producido por oxidación de las vainas, establece la temperatura de la barra de combustible. El calor proveniente de la oxidación del zircaloy es la fuente de calor predominante al alcanzar los 1500 K.

4.2.3 Cinética del reactor

La parte que modeliza la cinética del reactor calcula la potencia generada por fisión, así como la energía originada por desintegración de los productos de fisión.

La reactividad se computa mediante el análisis de los siguientes parámetros [6]:

- Posición de las barras de control.
- Concentración de boro, regulada por el sistema de control químico.
- Efecto de realimentación por densidad.
- Efecto de realimentación por temperatura (efecto Doppler).



Por lo tanto, se requieren datos de entrada: potencia del reactor, tiempo durante el cual funciona al principio de la simulación, coeficientes de desintegración de productos de fisión y energía correspondiente liberada, etc. La energía generada por fisión es de 200 MeV.

También se incluyen tablas de valores de reactividad en función de la temperatura y de la densidad del moderador (ver *Ilustración 4.10*). Una variable de regulación calcula la reactividad por concentración de boro y posición de las barras.

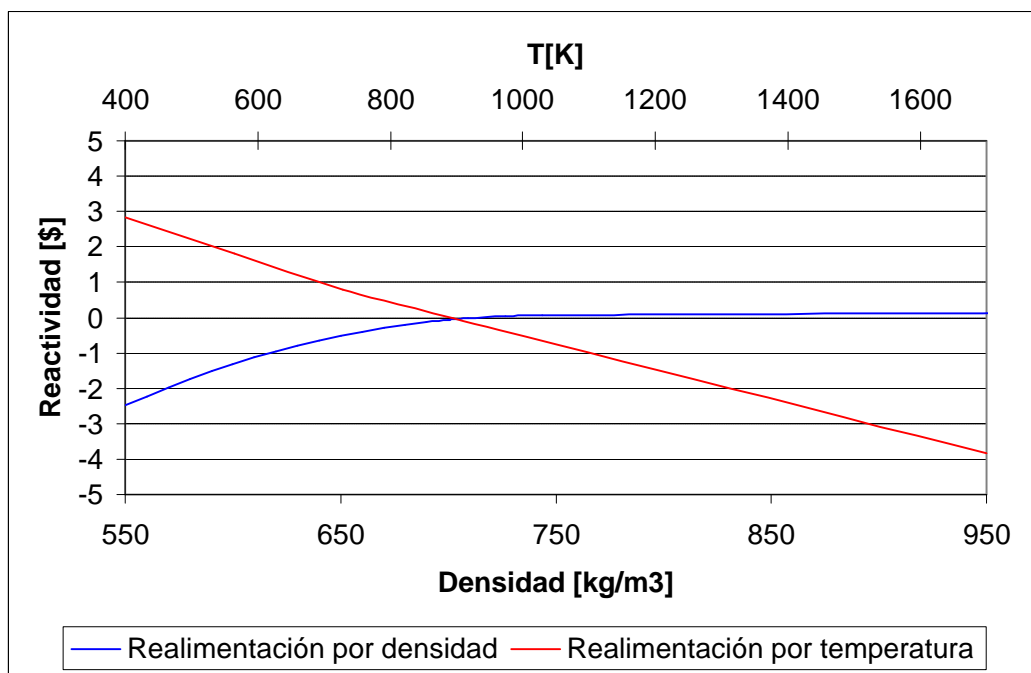


Ilustración 4.10 – Efectos de realimentación por densidad y temperatura

Se puede destacar que en funcionamiento normal ($r_{\text{moderador}} \approx 750 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$, $T \approx 620 \text{ K}$), los efectos de realimentación no son de gran amplitud. En cambio, cuando salen del rango (altas temperaturas y bajas densidades), tienden a hacer el reactor subcrítico para perder potencia.

En el caso de que dispare el reactor, una tabla de reactividad en función del tiempo permite simular una caída de barras (“scram”).

La nodalización del núcleo tiene influencia en la cinética del reactor, puesto que la reactividad se calcula teniendo en cuenta un efecto de realimentación por densidad y



temperatura (efecto Doppler). De este modo, en los cálculos de reactividad, los volúmenes y los componentes combustibles tendrán un peso diferente según el número de barras que contengan. Una evaluación de dichos pesos se puede consultar en las *Tablas 4.1 y 4.2*.

Nº volumen	Area (m ²)	Longitud (m)	Volumen (m ³)	Peso
111	0,3544	0,3659	0,12967496	0,083267828
114	0,4348	0,3659	0,15909332	0,102158159
112	0,653	0,3639	0,2376267	0,152586584
115	1,634	0,3639	0,5946126	0,381816964
113	1,199	0,3639	0,4363161	0,280170465
		Total	1,55732368	1

Tabla 4.1 – Evaluación de pesos de los volúmenes RELAP para la realimentación por densidad

Nº Elemento combustible	Barras	Peso
1	3432	0,082802548
3	4224	0,101910828
5	6336	0,152866242
7	15840	0,382165605
9	11616	0,280254777
Total	41448	1

Tabla 4.2 – Evaluación de pesos de los elementos combustible SCDAP para la realimentación por temperatura



4.2.4 Regulación

La programación de los sistemas de regulación se hace con RELAP mediante variables de control, variables lógicas (“trips”), así como funciones de suma, diferenciación, integración, retrasos, etc.

Para este estudio no será necesario que todos los sistemas de control se simulen. La profusión de controles es incluso contraria a la robustez del modelo. Se guardarán solamente los dispositivos de regulación principales y se simplificarán los controles de actuación de los sistemas de alimentación y de inyección de seguridad. A continuación se describe el principio de los sistemas de regulación. Una descripción más completa de los cambios efectuados se puede encontrar en el Anexo E.

➤ **Bombas del primario**

El control consiste en introducir una variable lógica para permitir la parada cuando se estudie un transitorio de LOCA. En funcionamiento estacionario, siempre serán en marcha. Para simular el disparo durante un transitorio, se utilizará una variable lógica dependiendo del tiempo.

➤ **Sistema de control de barras**

Este dispositivo es muy importante, pues permite regular la potencia del reactor influyendo sobre la reactividad. Básicamente, las entradas son la temperatura media del primario, la potencia de turbina y la posición actual de las barras, mientras que la salida es la velocidad de introducción o de extracción. Un exceso de potencia o de temperatura induce la introducción de barras, mientras una potencia o temperatura inferior a los valores demandados provoca la extracción de las barras. La potencia de turbina se extrapola a partir del caudal que pasa por el volumen 907 representando la turbina. Un caudal de 1490 kg/s representa una potencia del 100%.

➤ **Control de regulación del caudal de agua de alimentación**

A partir del caudal en el instante t y de la desviación de nivel del generador de vapor respecto al nivel de referencia (50,6%), el sistema determina el aumento o



disminución de caudal que se requiere en las uniones (time dependent junction) en el instante $t+I$.

➤ **Puesta en marcha de sistemas de emergencia y caudales de refrigeración**

Por baja presión, alta temperatura media o alta diferencia de presión entre dos lazos, la señal de inyección de seguridad se activa. Luego, según la presión en el primario, se inyecta agua por inyección de alta presión (HPIS) hasta unos 20 kg/s en cada lazo. Asimismo, en la *Ilustración 4.11*, se constata que si bajase la presión en el primario (por ejemplo, en el caso de una LOCA), se inyectarían caudales crecientes de refrigerante.

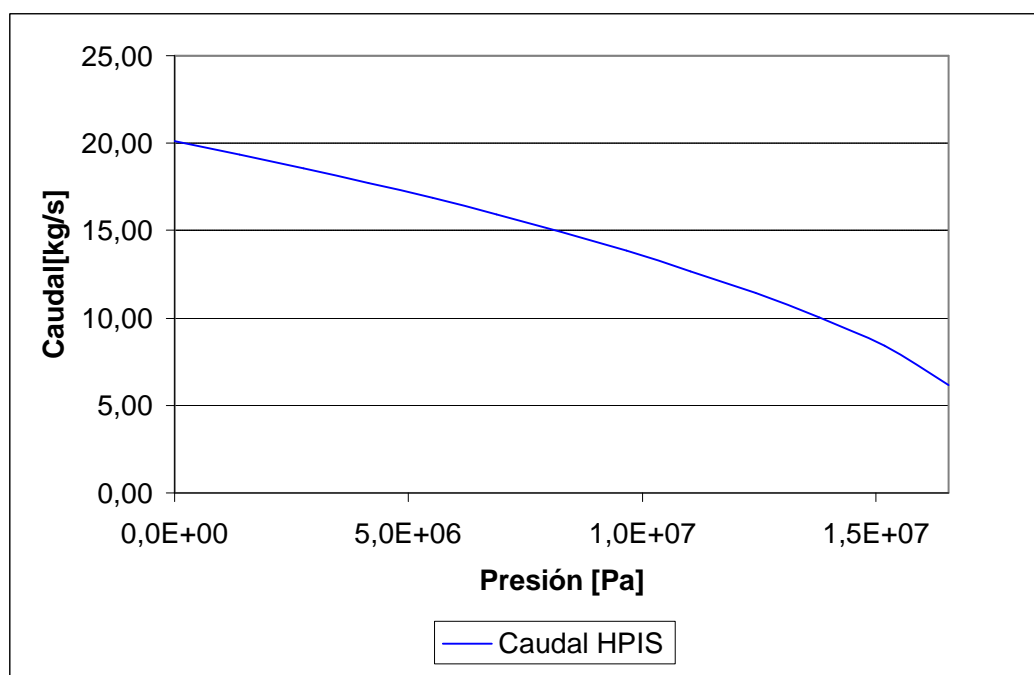


Ilustración 4.11 – Sistema HPIS: caudal de inyección según presurización del primario

Si bajase más la presión ($P < 44,72$ bar), se abrirían las válvulas de unión entre los acumuladores y el circuito primario, suministrando 123 m^3 de agua.



Cuando la presión del presionador alcance los 11 bar, empezará a funcionar el sistema LPIS, impulsando un caudal constante igual a 80 kg/s por lazo.

Señales de sobret temperatura, sobrepotencia, baja presión o sobrepresión, bajos caudales, alto nivel o sobrepresión en el presionador y bajo nivel de un GV, provocan el disparo del reactor por caída de barras. Una variable lógica se torna efectiva y la reactividad (según la curva de “scram”) hace el reactor subcrítico.

➤ **Control químico y volumétrico**

Este sistema de regulación representa el circuito de control químico y de volumen de las centrales reales. Aquí solo se toma en cuenta su interfaz con el circuito primario, es decir entradas y salidas de agua.

El caudal de descarga es constante (3,3 kg/s) y la válvula se cierra por niveles del presionador bajos un 15% del volumen total.

El caudal de carga regula la concentración de boro mediante 2 válvulas cuya apertura depende de la diferencia entre los valores calculados en el instante t y los valores de referencia. Pues si $\left[BO_3^{2-}\right]_t < \left[BO_3^{2-}\right]_\infty$ por ejemplo, se aumentará la apertura de la válvula de aportación de boro y disminuirá la apertura de la de aportación de agua.

Posteriormente, otra válvula regula el caudal para actuar sobre el nivel del presionador. Se abre más o menos si el nivel se encuentra por encima o por debajo del nivel de referencia (58,4%).

➤ **Control de presión del presionador**

Se tienen tres tipos de calentadores para regular la presión en el presionador, más válvulas de alivio y de seguridad que se abren si el valor de la presión es demasiado importante.

Los calentadores se simbolizan por estructuras de calor. Los calentadores fijos, estarán funcionando siempre que el nivel se encuentre por encima del 15% del volumen total. Si la presión esta por debajo del punto de consigna, entran en acción los calentadores de



respaldo y de modulación. Si la presión se encuentra por encima del punto de consigna, se pone en marcha un sistema de rociado.



4.3 Validación del funcionamiento en régimen estacionario

Para validar el modelo en funcionamiento en régimen estacionario, se ha llevado a cabo un cálculo de 10 000 s.

- Los gráficos que se incluyen a continuación (*Ilustraciones 4.12 hasta 4.18*) reflejan la estabilidad de los parámetros más importantes de la planta

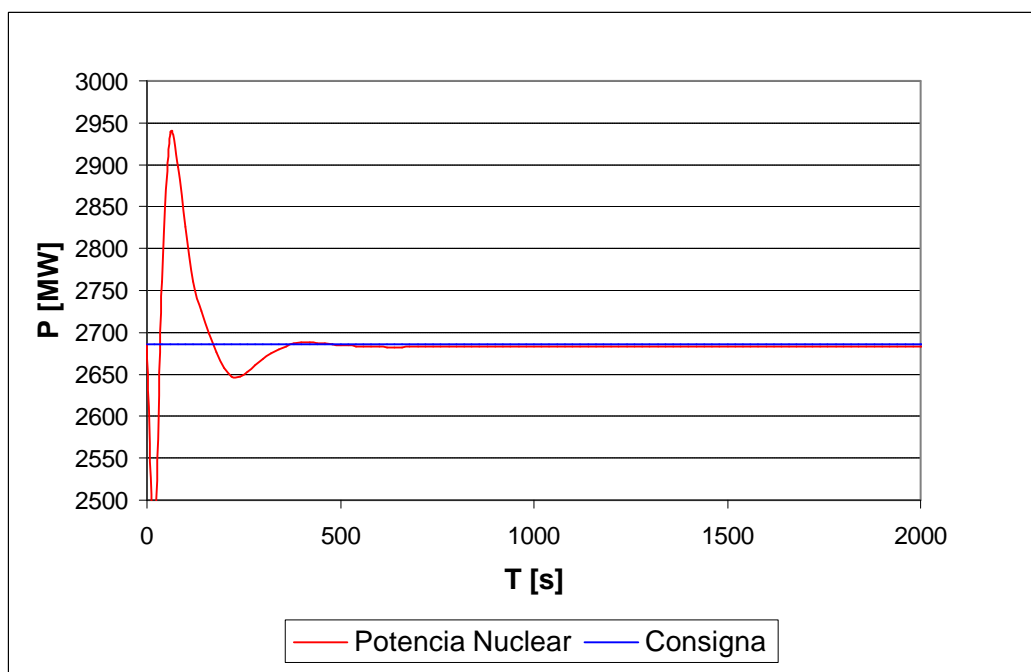


Ilustración 4.12 – Potencia nuclear y demandada



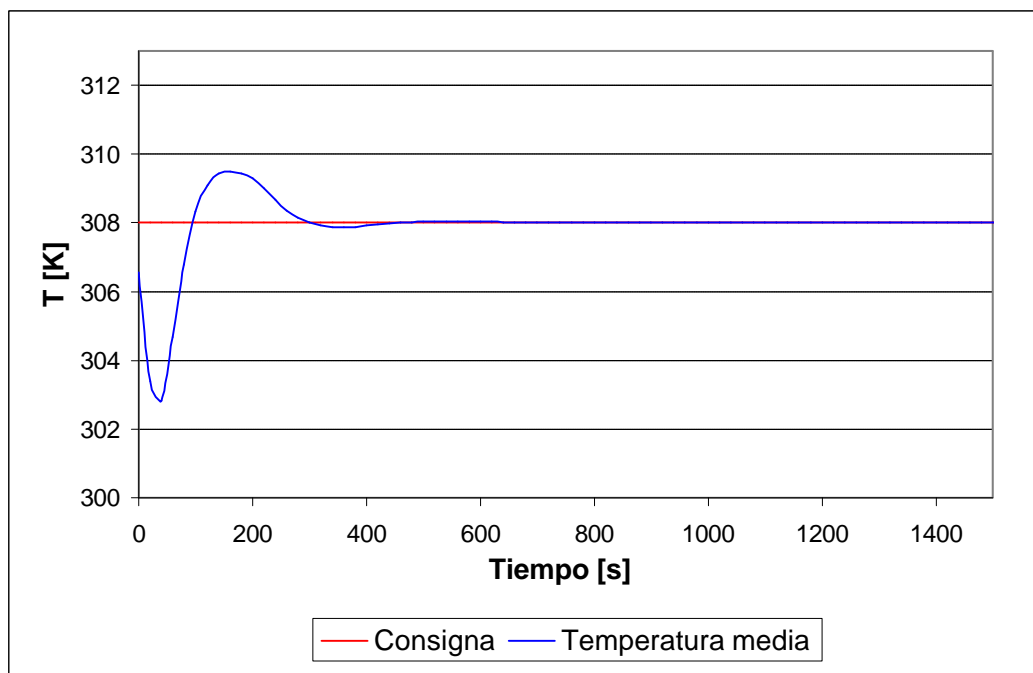


Ilustración 4.13 – Temperatura media del primario y demandada

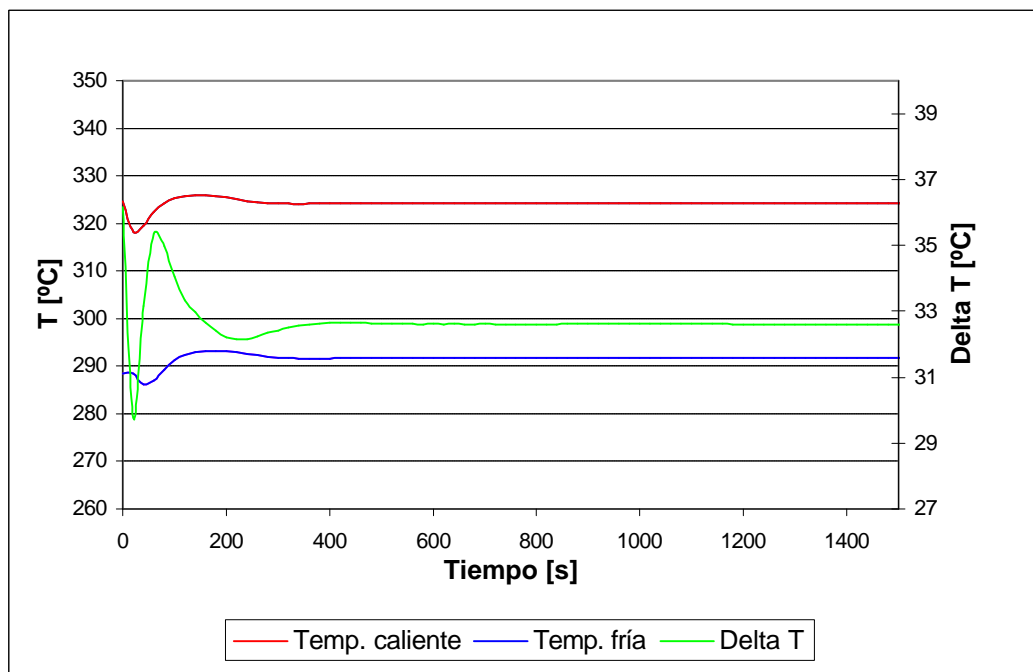


Ilustración 4.14 – Temperaturas del refrigerante en la rama fría y en la rama caliente de un lazo del primario y salto de temperatura al atravesar la vasija



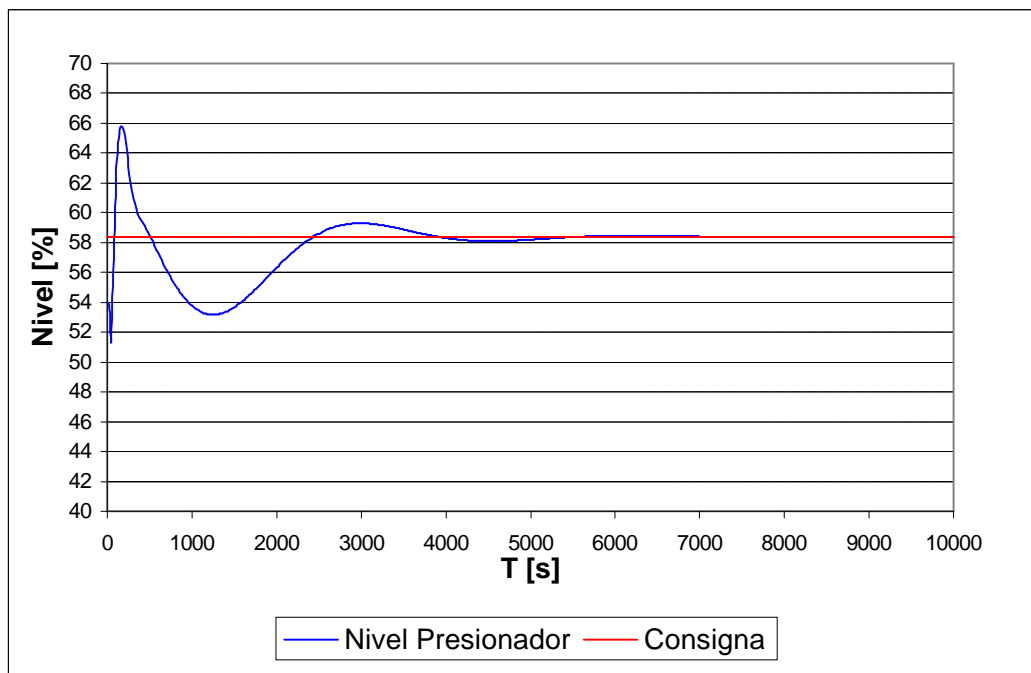


Ilustración 4.15 – Nivel del presionador y consigna

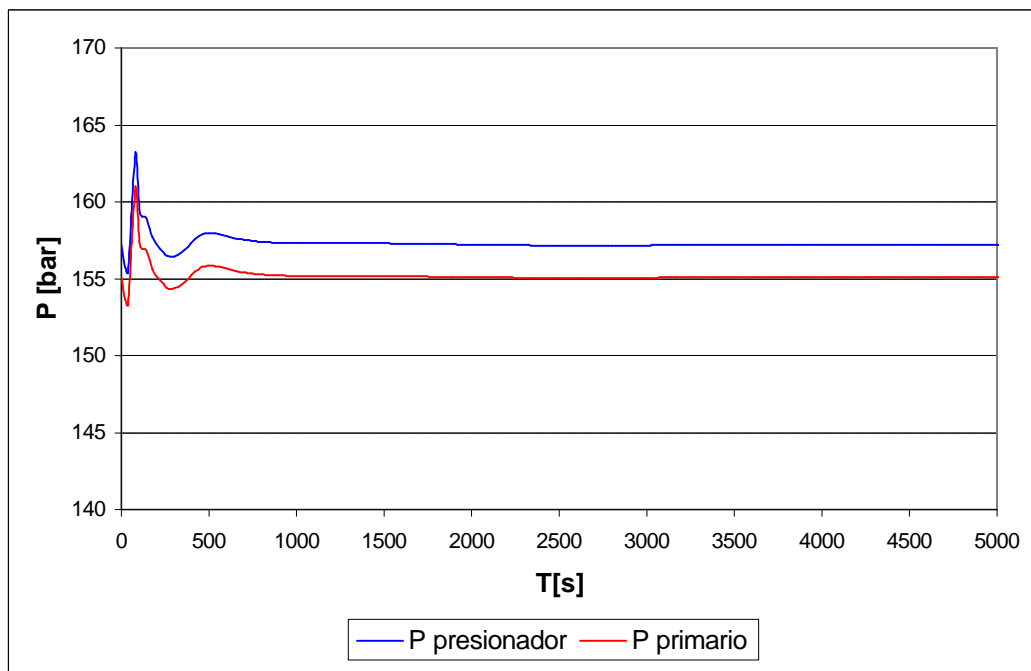


Ilustración 4.16 – Presión en el presionador y en un lazo del primario



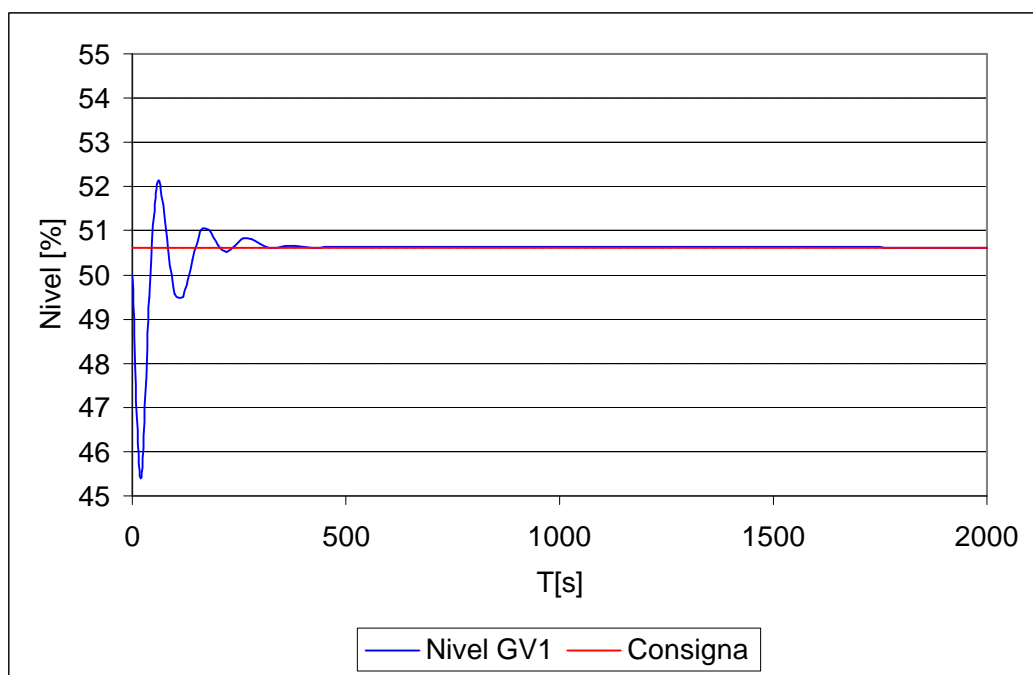


Ilustración 4.17 – Nivel en un de los generadores de vapor y consigna

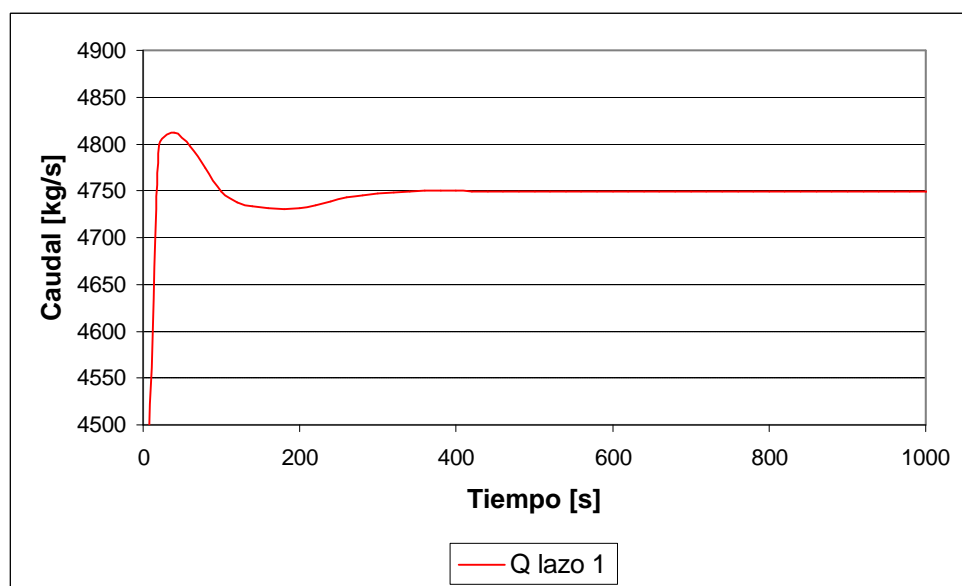


Ilustración 4.18 – Caudal en un lazo del primario



➤ **Valores finales estacionarios**

Después de un cálculo de 10 000 segundos, a partir del modelo previamente desarrollado, se obtienen los valores de planta en régimen estacionario consignados en la *Tabla 4.3*.

En todos los casos se obtienen valores muy próximos a la realidad de la planta, con errores despreciables.

	Valores de referencia (según instrumentación de planta)	Valores modelo	Error (%)
Temperatura media (°C)	308,3	308,2	0,03
Temperatura caliente (K)	598,28	597,65	0,11
Temperatura fría (K)	564,58	564,89	0,05
Delta T (K)	33,7	32,76	2,79
Presión secundario (bar)	68,61	69,19	0,85
Presión primario (bar)	155,17	155,08	0,06
Nivel presionador	0,583	0,584	0,17
Nivel generadores de vapor	0,506	0,506	0,00
	(según diseño)		
Potencia núcleo (MW)	2686	2683	0,11
Caudal turbina (kg/s)	1487,3	1492	0,32
Circulación GVs	3,639	3,617	0,60

Tabla 4.3 – Comparación entre los valores reales de planta y los valores obtenidos con el modelo



➤ Balance energético:

En todo momento, debido a que se trata de un estado estacionario, se tiene que cumplir el balance calorimétrico. Es decir, que la potencia nuclear generada tiene que ser igual a la potencia evacuada del núcleo por el agua del primario, la cual debe ser la misma que la potencia transmitida al secundario en los generadores de vapor.

$$P_{nuclear} = \sum_{1,2,3} Q_{lazos} (h_{caliente} - h_{fría}) = \sum_{1,2,3} Q_{GV} (h_{vapor} - h_{agua}) + P_{bombas}$$

La *ilustración 4.19* representa este balance entre 9000 y 10000 s, una vez alcanzado el régimen estacionario.

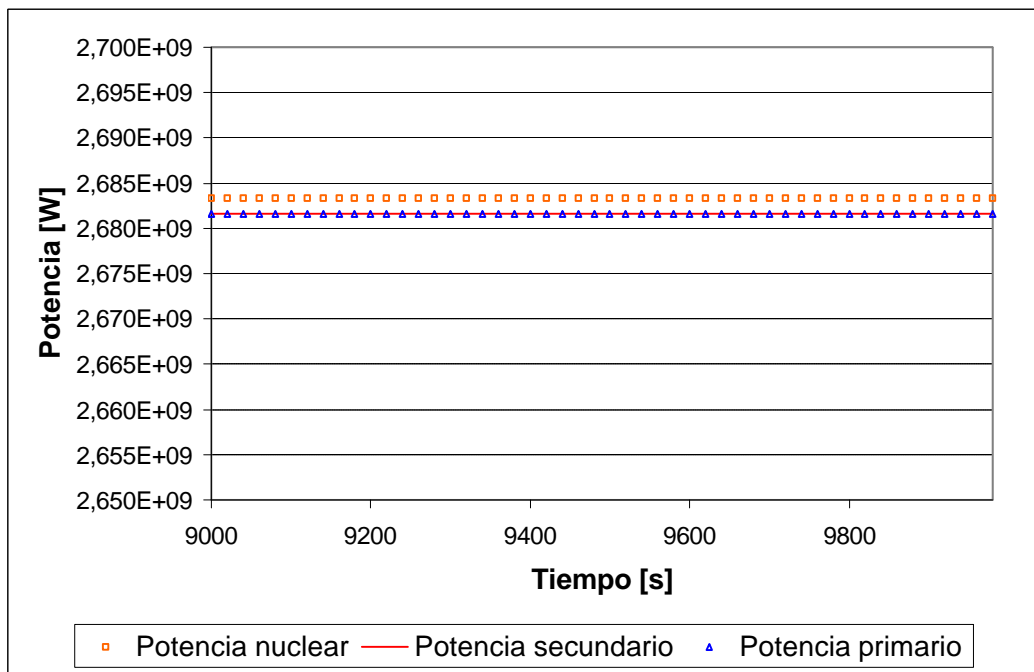


Ilustración 4.19 – Balance calorimétrico en régimen estacionario

Los valores estacionarios obtenidos son los siguientes:

$$P_{nuc} = 2683,33MW$$

$$P_{primario} = 2681,60MW$$

$$P_{secundario} = 2681,58MW$$

El balance calorimétrico se encuentra entonces verificado, siendo del 0,06% la diferencia entre la potencia nuclear producida y la potencia transmitida al circuito secundario.





Capítulo 5: Estudio de transitorios de LOCA grande



5. Estudio de transitorios de LOCA grande

En el accidente llamado LOCA (Loss Of Coolant Accident), o sea, "pérdida de líquido refrigerante", el líquido que retira el calor del reactor se está fugando a causa de una rotura de una tubería del circuito primario, pudiendo ocasionar un desequilibrio entre la producción de calor residual y su evacuación, poniendo en peligro el reactor.

Una pérdida de líquido refrigerante causada por una rotura importante dentro del circuito primario es una de las averías que no se espera que ocurran, sino que se tienen en cuenta porque sus consecuencias podrían incluir el riesgo de un escape importante del material radiactivo.

Un LOCA causado por una rotura en doble guillotina de la tubería principal de entrada del líquido refrigerante en el reactor (rama fría entre la bomba y la vasija), es la avería más peligrosa para un reactor PWR. Es un Accidente Base de Diseño (ABD), que determina las características relativas al diseño de sistemas de seguridad de la planta, particularmente del sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo.

La severidad de un LOCA y sus posibles consecuencias están determinadas principalmente por la localización y el tamaño de la rotura. Se pueden destacar varios tipos de LOCA, desde la rotura de un tubo de un generador de vapor hasta una rotura con doble guillotina de una tubería principal, o sea, del 2% de la sección transversal del flujo de agua en la tubería.

A continuación se estudiarán casos de LOCA grande, con rotura en doble guillotina situada en la rama fría de un lazo entre la bomba y la entrada en la vasija. Se considerarán varios escenarios de actuación de los sistemas de inyección de seguridad de alta y baja presión con el propósito de ver cómo reacciona el núcleo y las estructuras que lo contienen en términos de temperatura, generación e intercambios de calor, o fenómenos tales como oxidación y deformación de materiales, etc.



5.1 Descripción de los transitorios estudiados

La planta está diseñada para poder hacer frente a un accidente tan grave como un LOCA grande. Así que la respuesta prevista para salvar el reactor es su parada inmediata por caída de las barras y el arranque del sistema de enfriamiento de emergencia, o sea, los acumuladores y los circuitos de inyección de seguridad de alta y baja presión.

Los acumuladores están diseñados para sacar una potencia importante. Los circuitos de alta y baja presión inyectan agua para absorber la potencia residual del reactor (del orden de magnitud de 50-100 MW). Al fallar uno de estos sistemas, los riesgos se vuelven muy importantes para la integridad del núcleo. En efecto, si no se inyectara agua de manera continua, el calor residual, de origen nuclear, no se podría evacuar, y las vainas de combustible alcanzarían temperaturas muy altas, hasta dañarse de manera irreversible.

A continuación, se estudiarán dos escenarios de LOCA. El transitorio empieza a los 10 000 segundos, momento en el cual el sistema se sitúa en régimen estacionario, tal como se ha descrito en la *sección 4.3*. La nodalización del LOCA se detalla en la *Ilustración 5.1*.

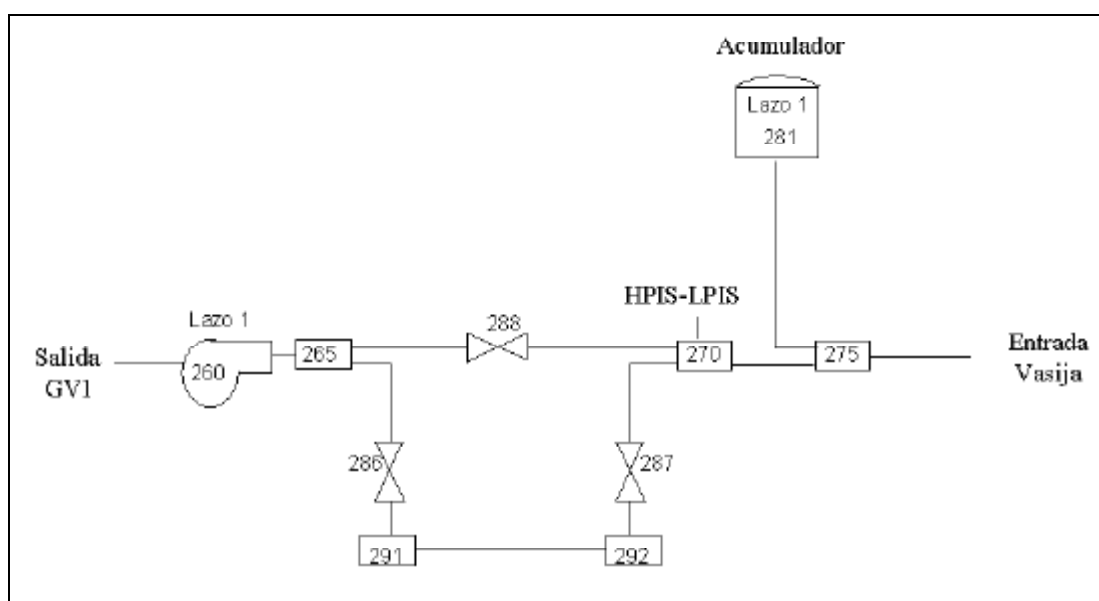


Ilustración 5.1 – Nodalización hidrodinámica para escenarios de LOCA

A los 10050 segundos tiene lugar el LOCA: la válvula 288 se cierra mientras las válvulas 286 y 287 se abren simulando la rotura en doble guillotina. Los volúmenes 291 y 292 simulan la contención. Las bombas del primario se paran.



Para evaluar los intercambios de calor y varios fenómenos modelados por SCDAP, se experimentarán dos casos diferentes:

- **Escenario 1 (E1):** Los sistemas de seguridad no fallan y actúan según se alcanzan las presiones correspondientes.

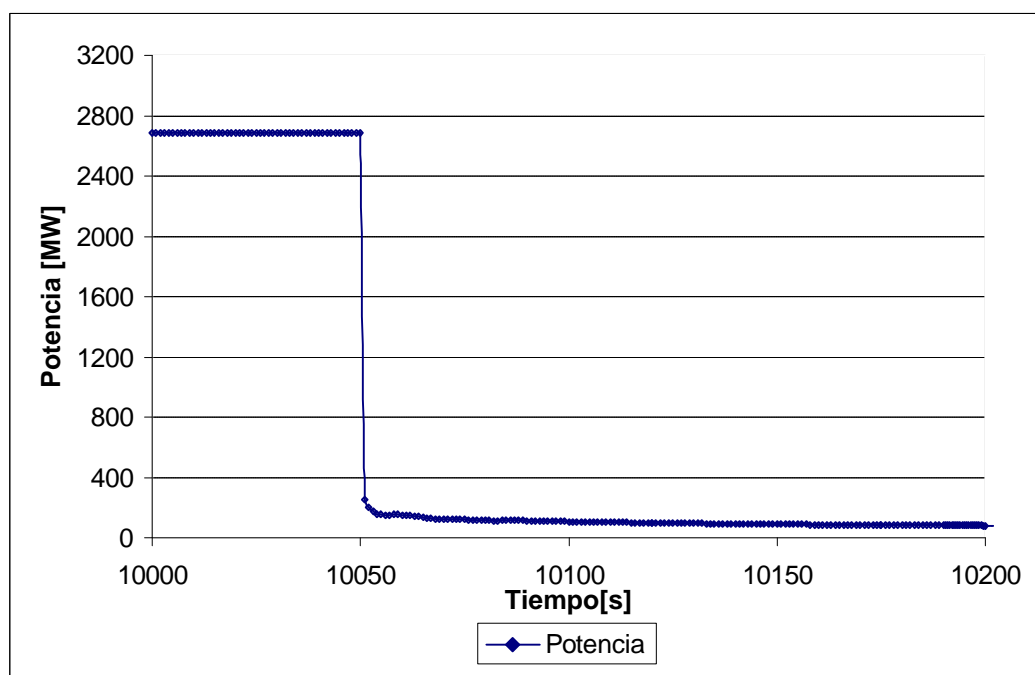


Ilustración 5.2 – Evolución de la potencia nuclear durante el escenario de LOCA E1



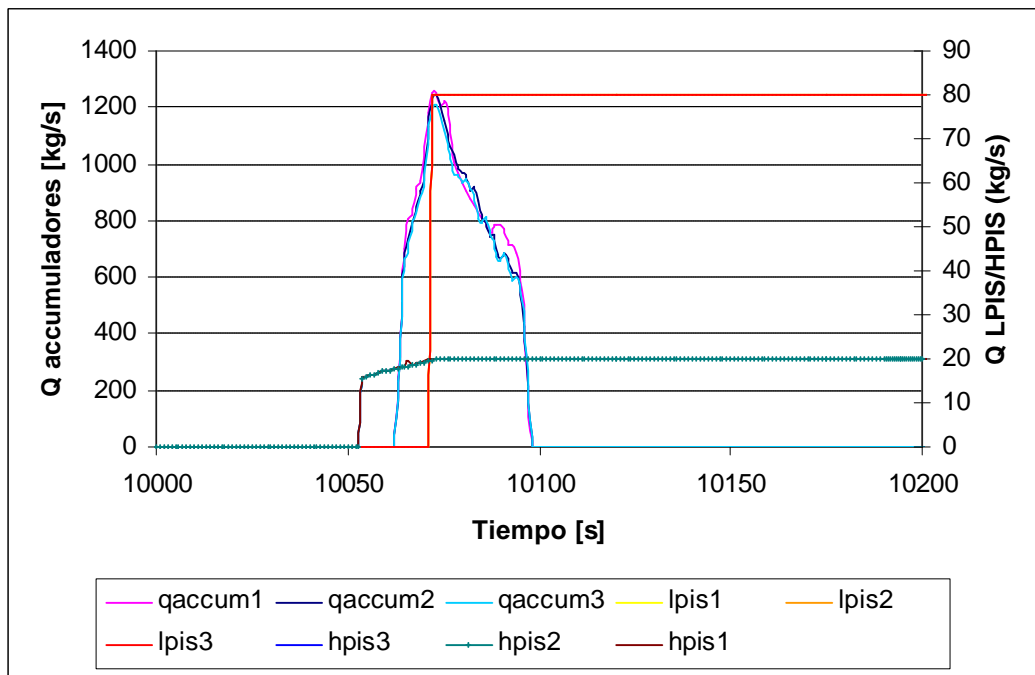


Ilustración 5.3 – Puesta en marcha de los diferentes sistemas de enfriamiento del reactor durante el escenario E1

La rotura acontece a los 50 segundos. Inmediatamente, baja la potencia por caída de las barras de seguridad (*Ilustración 5.2*). Tres segundos después entra en marcha el sistema de inyección de alta presión y los acumuladores para retirar la potencia residual. El sistema de inyección de baja presión actúa a partir del instante 10071 s (ver *Ilustración 5.3*)

- **Escenario 2 (E2):** En un segundo tiempo, se ha postulado el fallo de la HPIS y el retardo de la LPIS. Como muestra la *Ilustración 5.4*, los acumuladores actúan normalmente, pero el circuito HPIS no se pone en marcha y el circuito LPIS entra en actuación solamente a los 11000 s, o sea, unos 15 min después de la rotura.



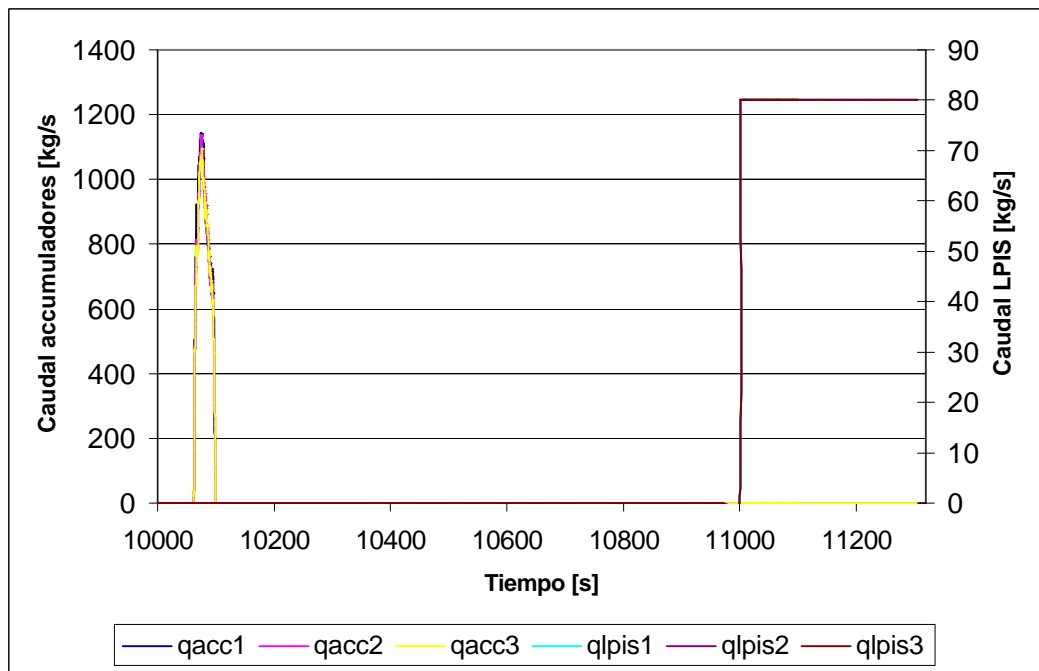


Ilustración 5.4 – Puesta en marcha de los diferentes sistemas de enfriamiento del reactor durante el escenario E2

En este segundo caso, se puede destacar que entre los instantes 10111 s y 11000 s, es decir, durante 14 min 48 s, no hay entrada de refrigerante en el núcleo. El circuito primario va vaciándose y, por lo tanto aparecerá un desequilibrio entre la potencia producida y la potencia evacuada.



5.2 Evolución de temperatura en el núcleo

La evolución de temperaturas de los elementos del núcleo se calcula según un modelo de conducción. Dentro del reactor, la producción de calor Q_V (W/m^3) proviene de dos fuentes volumétricas de calor:

- La generación de calor de origen nuclear, Q_{nuc} .
- La generación de calor por oxidación, Q_{ox} .

La transferencia de calor, Q_S (W/m^2) se lleva a cabo de dos formas:

- Una parte del calor se evacua por convección, Q_{conv} .
- Otra parte del flujo es radiante, Q_{rad} .

En un medio sólido isótropo, el vector densidad de flujo es $j_Q = -k \cdot \overrightarrow{\text{grad } T}$ (Ley de Fourier). En un sistema de coordenadas cilíndricas en dos dimensiones, la conducción de calor en un medio isótropo y homogéneo se escribe en su forma integral:

$$\int_V \rho c_p \frac{\partial T}{\partial t} dV = \int_V \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} (rk \frac{\partial T}{\partial r}) dV + \int_V \frac{\partial}{\partial z} (k \frac{\partial T}{\partial z}) dV + \int_V Q_V dV + \int_S Q_S dS$$

siendo r y z las coordenadas respectivamente axial y radial, T la temperatura (K), k la conductividad térmica ($\text{W.m}^{-1}.\text{K}^{-1}$) y ρc_p la capacidad calorífica volumétrica ($\text{J.m}^{-3}.\text{K}^{-1}$).

Aplicando el teorema de la divergencia, se obtiene la ecuación siguiente para describir la conducción del calor:

$$\int_V \rho c_p (T, r, z) \frac{\partial}{\partial t} T(r, z, t) dV = \int_S k(T, r, z) \nabla T(r, z, t) dS + \int_V Q_V(r, z, t) dV + \int_S Q_S(r, z, t) dS$$

El programa SCDAP resuelve esta ecuación con algoritmos matriciales y métodos numéricos aplicados a pequeños volúmenes de control. Así se evalúa la temperatura en cada nodo de los diversos elementos componentes del núcleo.[8]

Según MATPRO [9], biblioteca de propiedades de materiales, la conductividad térmica k , es principalmente dependiente de la temperatura del Zircaloy. Las pequeñas variaciones de



composición y de orientación cristalina tienen una influencia despreciable. Considerando la temperatura como único parámetro influyente, se tiene:

Para $T < 2098 \text{ K}$, $k = 7.51 + 2.09 \times 10^{-2} T - 1.45 \times 10^{-5} T^2 + 7.67 \times 10^{-9} T^3 (\pm 1,01)$

Para $T \geq 2098 \text{ K}$, $k = 36 (\pm 5)$

1. Escenario 1

En el escenario 1 de LOCA, sin fallos de los sistemas de protección del núcleo, no hay oxidación, por lo que la temperatura sólo depende de la generación de calor de origen nuclear y de su transferencia al fluido (ver *Ilustración 5.5*).

En un primer tiempo, después de la rotura, la temperatura salta (del instante $t = 10051 \text{ s}$ al instante $t = 10060 \text{ s}$), ya que la potencia nuclear es todavía muy alta. Luego, entre los puntos 1 y 2 se asiste a una primera bajada de temperatura debida a la acción de los acumuladores. Cuando el caudal proveniente de estos es máximo, la temperatura de superficie cae (entre puntos 2 y 3) hasta que se vacían completamente. Entonces, la temperatura vuelve a subir otra vez (entre puntos 3 y 4), siendo los sistemas LPIS y HPIS incapaces de retirar toda la potencia residual. Después del punto 4, con la potencia nuclear bajando, los sistemas de enfriamiento superan el desequilibrio y la temperatura baja hasta alcanzar la estabilidad alrededor de 425 Kelvin .

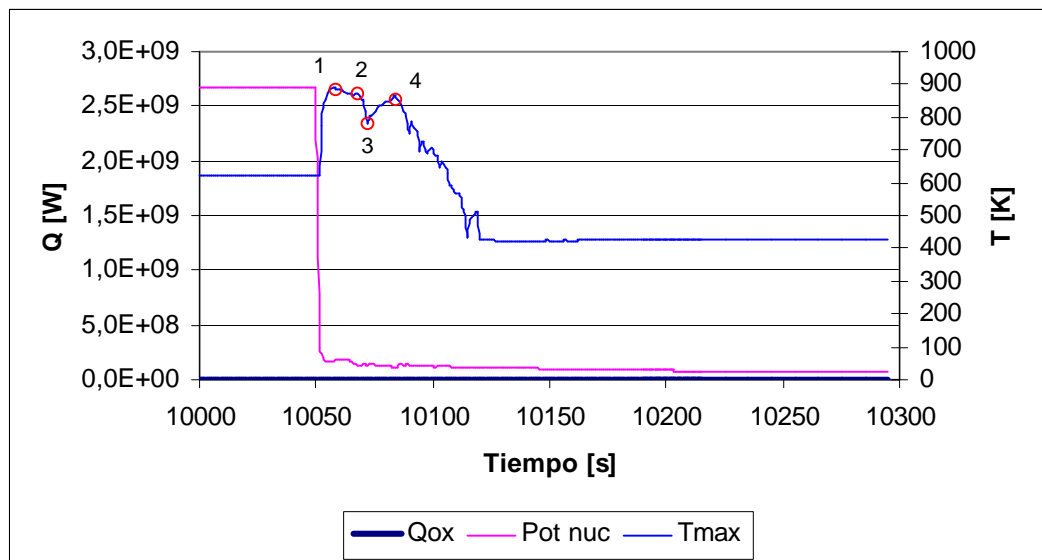


Ilustración 5.5 – Potencia nuclear, calor producido por oxidación y efectos sobre la temperatura de superficie máxima



La temperatura de superficie de vaina máxima alcanzada es de $T = 886,6$ K en la parte alta de las barras en la zona central del núcleo (componente 1).

2. Escenario 2

El gráfico a continuación (*Ilustración 5.6*) representa las dos fuentes de calor del núcleo y la evolución de la temperatura de superficie de vaina máxima alcanzada en la zona central del núcleo, a un 80% de la altura (componente 1, nodo 8). En el caso del escenario 2, la potencia nuclear es muy importante al principio, pero en algunos segundos baja hasta alcanzar unos 50 MW residuales. A partir de los 10470 s, la temperatura máxima va subiendo por falta de refrigerante.

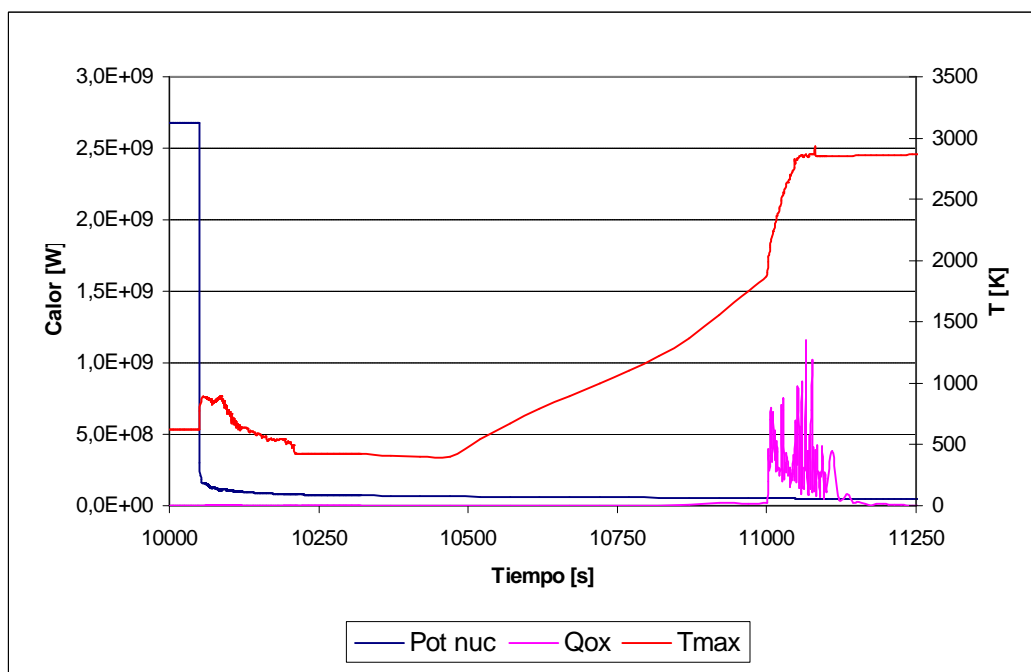


Ilustración 5.6 – Potencia nuclear, calor producido por oxidación y efectos sobre la temperatura de superficie máxima – Escenario 2

Como se recoge en la *Ilustración 5.7*, después de que empiece la oxidación, aparece en la curva de temperatura un punto de inflexión indicando que aparece una nueva fuente de calor. Del mismo modo, a los 11000 s, la reacción se acelera, el calor producido aumenta y, por lo tanto, la temperatura de superficie también sufre un salto.



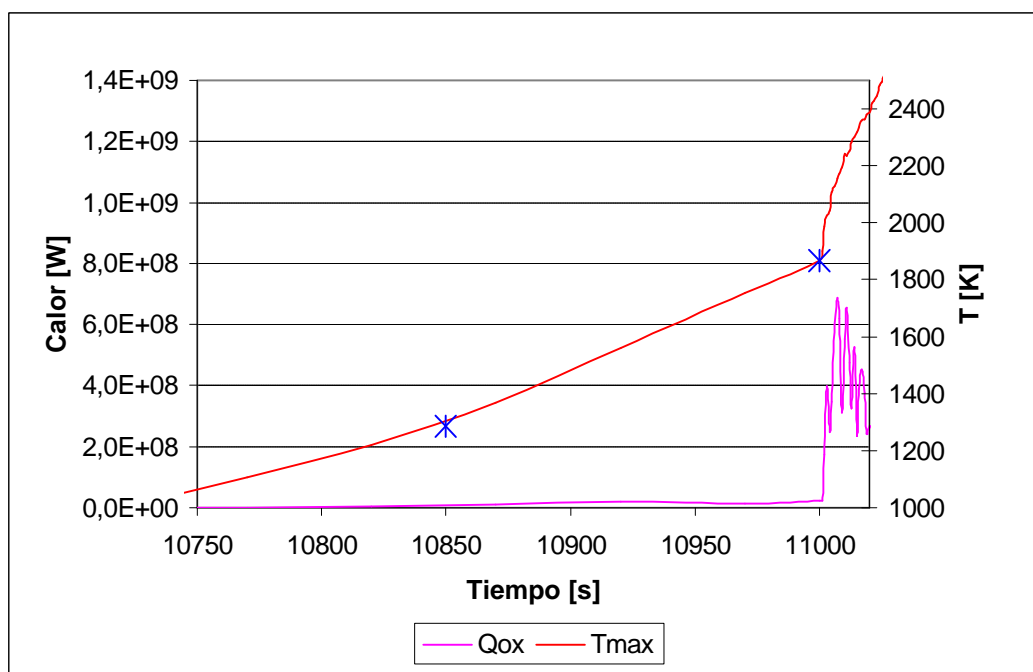


Ilustración 5.7 – Influencia de la reacción de oxidación sobre la temperatura de vaina – Escenario 2



5.3 Fenómeno de oxidación del Zircaloy de las barras

La oxidación del Zircaloy (aleación de Zirconium y Estaño) está evaluada mediante un modelo de SCDAP. Calcula varios parámetros tales como la producción de hidrógeno, el espesor de la capa de óxido formada, el calor generado por la reacción, etc. Este modelo utiliza ecuaciones de tasa de oxidación a partir de las temperaturas calculadas con el modelo de conducción de calor (ver *sección 5.2*).

A **baja temperatura**, la oxidación del Zircaloy es despreciable ($T \leq 673K$), ya que la evolución es muy lenta (una capa de óxido de $2 \mu m$ gana $0,1 \mu m$ en 1365 días) en relación con la duración del transitorio estudiado (unos minutos).

A **alta temperatura**, por encima de $1273 K$, el refrigerante está en estado de vapor y la oxidación se produce a mucha mayor velocidad.

En condiciones de temperaturas como las que se encuentran en un reactor nuclear, el Zircaloy (Zr) se encuentra en fase β y tiene una estructura cúbica centrada. En presencia de oxígeno, se oxida bajo dos formas diferentes, según la concentración de oxígeno:

- Cuando la fracción másica en oxígeno sea superior a 0,25 se formará un dióxido de Zirconium, ZrO_2
- Para concentraciones en oxígeno alrededor de 0,04 de fracción másica se obtendrá una fase de estructura hexagonal compacta $\alpha-Zr(O)$.

Así, aparecerán tres capas (Ver *Ilustración 5.8*): una capa de Zirconium en fase β con muy poco oxígeno disuelto en la parte mas interna, una capa intermedia de $\alpha-Zr(O)$ y, en la interfase con el vapor, una capa externa de ZrO_2 . Entre $673 K$ y $1273 K$, la oxidación del Zirconium está evaluada por extrapolación logarítmica a partir de los modelos a baja y alta temperatura.

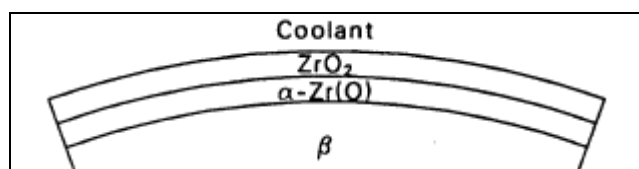
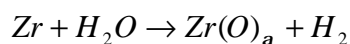
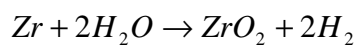


Ilustración 5.8 – Esquema de repartición de las capas de óxido de Zirconium [9]



Las ecuaciones de oxidación en juego son las siguientes:



La cinética de la reacción queda descrita por la relación:

$$\frac{dd}{dt} = \frac{A}{d} e^{\frac{-B}{T}}$$

donde δ es el aumento de peso en oxígeno (kg/m^2) o del espesor de capa (m),

t es el tiempo,

A y B son constantes que siguen una parábola, tomadas de MATPRO (base de datos sobre materiales), ver Tabla 5.1,

T es la temperatura (K).[8]

Parámetro	A	B
Espesor de capa de ZrO₂ (m)		
Para $T \leq 1853\text{K}$	$1,126 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$	$1.806 \times 10^4 \text{ K}$
Para $T > 1853\text{K}$	$1.035 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$	$1.6014 \times 10^4 \text{ K}$
Espesor de capa de ZrO	$7.60 \times 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$	$1.983 \times 10^4 \text{ K}$
Aumento de peso en oxígeno (kg/m^2)		
Para $T < 1853\text{K}$	$1.680 \times 10^1 (\text{kg/m}^2)^2/\text{s}$	$2.006 \times 10^4 \text{ K}$
Para $T > 1853\text{K}$	$5.41 \times 10^0 (\text{kg/m}^2)^2/\text{s}$	$1.661 \times 10^4 \text{ K}$

Tabla 5.1 – Constantes de oxidación del Zirconium (MATPRO) [9]

La reacción de oxidación del Zirconium es muy exotérmica y produce 586 kJ/mol de Zirconium. Provoca una aceleración de la destrucción de las vainas (por consumo del material) y una producción importante de hidrógeno.



A partir de la variación de peso en hidrógeno (w , en kg/m^2) se extrapolan la tasa de generación de calor por oxidación (Q_{ox}) y la tasa de producción de hidrógeno (\dot{H}_2).

$$Q_{ox} = \frac{M_{Zr}}{M_{O_2}} h_r S \frac{dw}{dt}$$

$$\dot{H}_2 = \frac{2M_{H_2}}{M_{O_2}} S \frac{dw}{dt}$$

donde

M_{Zr}, M_{O_2}, M_{H_2} son las masas moleculares (g/mol) del Zirconium, di-oxígeno y hidrógeno,
 S es la superficie inicial de Zircaloy (m^2),
 h_r es el calor de reacción en Joules por kg de Zircaloy oxidado.

Básicamente, la reacción de oxidación está limitada por tres parámetros:

- A bajas temperaturas, las cantidades de material oxidado son despreciables en relación con las que reaccionan a mayores temperaturas. Sin embargo, el agua puede tener dos efectos antagonistas: tiene una función refrigerante, pero también es una fuente importante de oxígeno y por lo tanto alimenta la oxidación que produce calor.
- La oxidación se acaba cuando todo el Zirconium está bajo forma de ZrO_2 . La repercusión de esta limitación sobre el aumento de peso en oxígeno se expresa como

$$w \leq \frac{M_{O_2}}{M_{Zr}} r \frac{V}{S}.$$

Los valores correspondientes son $M_{O_2} = 32 \text{ g} \cdot \text{mol}^{-1}$, $M_{Zr} = 91,22 \text{ g} \cdot \text{mol}^{-1}$ y $r = 6490 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$.

El volumen y la superficie de Zircaloy quedan definidos por la descripción geométrica de las barras a través de los elementos combustibles de SCDAP, o sea, el radio interno, el radio externo y la longitud de la vaina:

$$r_{\text{int}} = 0,417 \cdot 10^{-2} \text{ m}$$

$$r_{\text{ext}} = 0,476 \cdot 10^{-2} \text{ m}$$

$$l = 3,659 \text{ m}$$



Para un segmento de barra entre dos nodos axiales, el aumento de peso en oxígeno tiene que ser $w \leq 1,26 \text{ kg/m}^2$.

Esta cantidad corresponde a una masa de hidrógeno máxima liberada de

$$m_{H_2 \text{ max}} = \frac{w}{M_{O_2}} \times 2 \times M_{H_2} \times S = 0,0017 \text{ kg}.$$

- También se puede parar la reacción si el material oxidante (agua) ya no está disponible. Se puede expresar la limitación de disponibilidad del agua con la relación siguiente, enunciando la necesidad de que llegue más agua (\dot{m}) a la superficie que la que desaparezca por oxidación ($\frac{2 \times M_{H_2O}}{M_{O_2}} \frac{dw}{dt} S$):

$$\frac{dw}{dt} \leq \frac{8 \dot{m}}{9 S}$$

\dot{m} representa el flujo de vapor disponible en la superficie. Se expresa en kg/s.

El componente 5 describe el comportamiento de los elementos combustibles localizados en la parte media del núcleo. La zona axial 5 está situada a 50% de la altura. A continuación se va a estudiar el fenómeno de oxidación acerca de esta zona.

En el gráfico se pueden destacar tres fases en la progresión de la capa de óxido. Primero, antes de los 10750 s (1050 K), la capa de óxido no aumenta: las bajas temperaturas no permiten una progresión notable en tan poco tiempo.

Después empieza una progresión lenta hasta un punto de inflexión alrededor de 10870 s, o sea para un temperatura de 1273 K. El material entra en el dominio de altas temperaturas del modelo. Luego, hasta los 11000 s la progresión de la capa de oxidación es bastante rápida, manteniéndose el aumento de temperatura, ya que la reacción es exotérmica.

Las *Ilustraciones 5.9 y 5.10* muestran la evolución temporal y en función de la temperatura de la capa de óxido hasta los 11000 s.

A los 11000 s, la inyección de seguridad de baja presión se pone en marcha y el oxígeno presente en el agua alimenta la oxidación del Zircaloy, que como consecuencia provoca un aumento muy rápido del espesor de la capa de óxido (ver *Ilustración 5.11*), hasta agotamiento



de uno de los reactivos (oxígeno del agua o Zirconium), o disminución de la temperatura hasta un dominio donde la oxidación es despreciable.

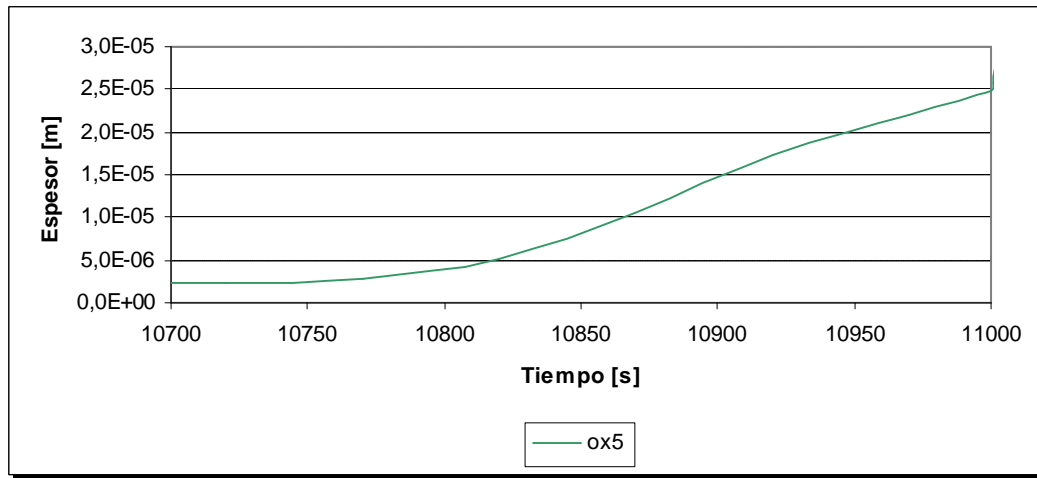


Ilustración 5.9 – Espesor de capa de oxidación en el nodo 5 del componente 5 – Escenario 2

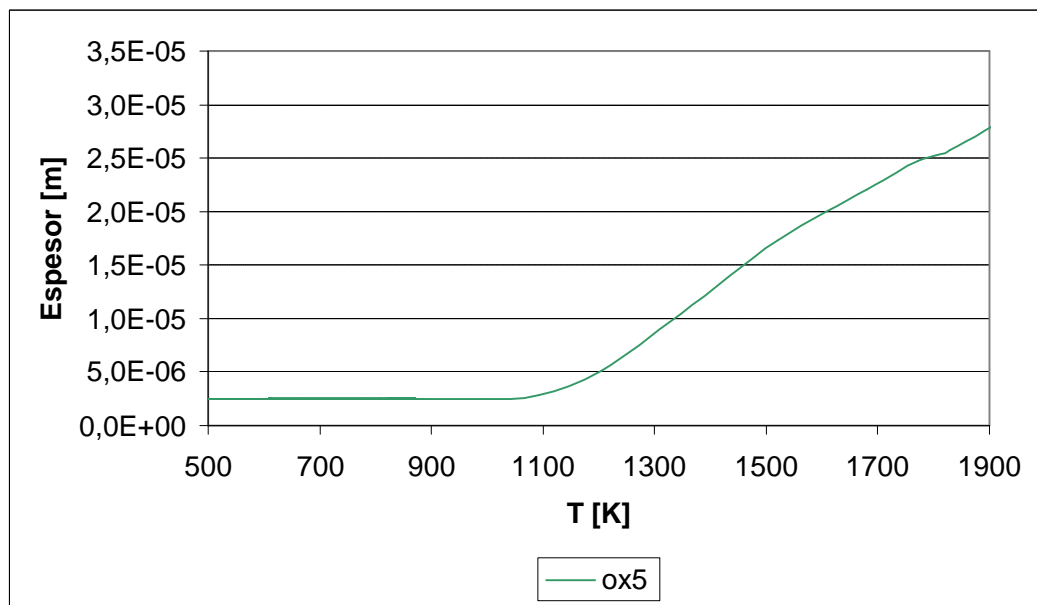


Ilustración 5.10 – Evolución del espesor de capa de oxidación en función de la temperatura de vaina (nodo 5, componente 5) – Escenario 2



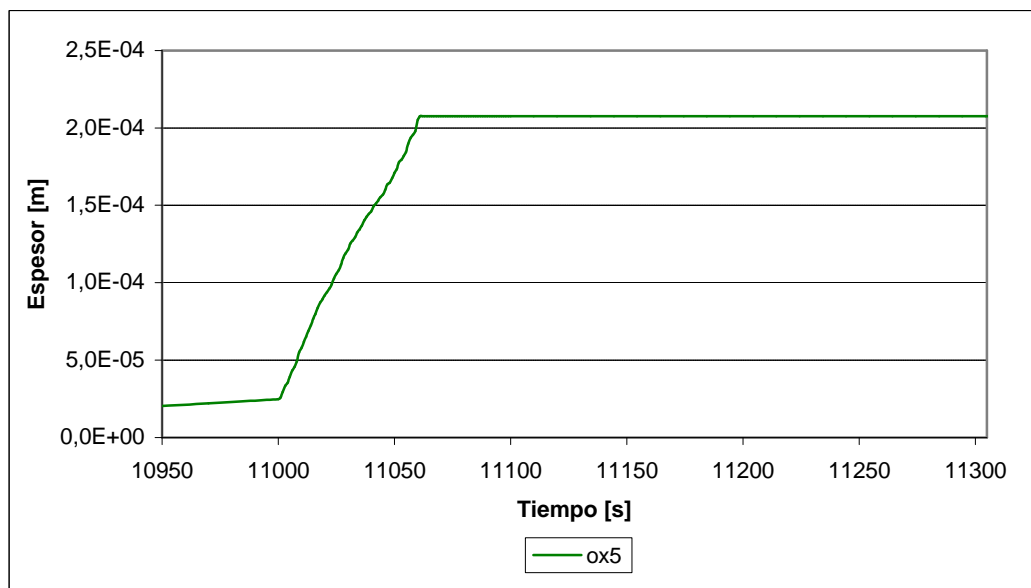


Ilustración 5.11 – Espesor de capa de oxidación en el nodo 5 del componente 5 – Escenario 2

A continuación se analiza la detención del fenómeno de oxidación. Primero se consideran las zonas inferiores (0-10% y 10-20% de la altura) de la parte intermedia del núcleo (componente 5).

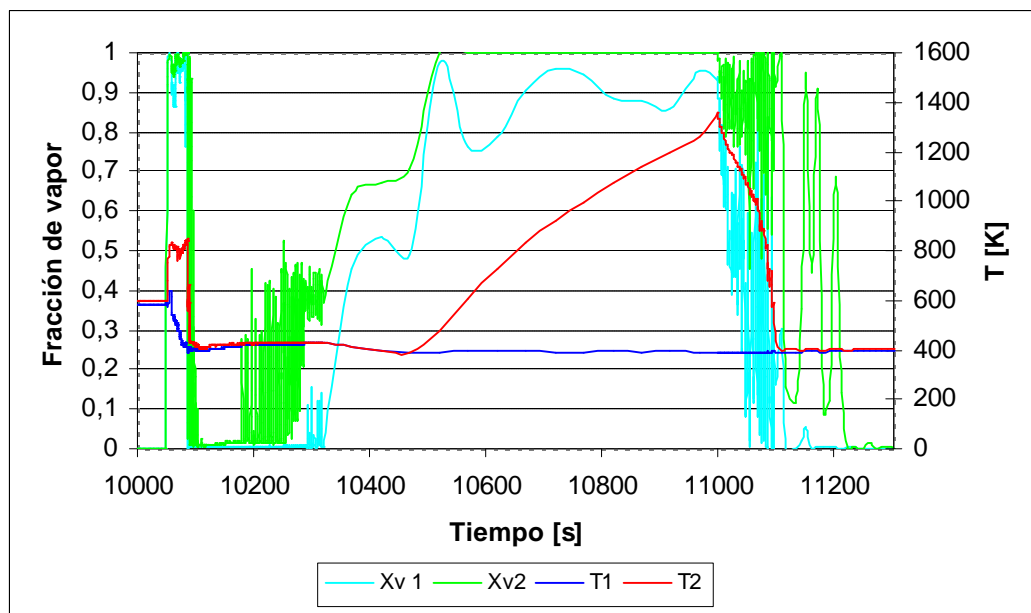


Ilustración 5.12 – Temperatura de vaina y fracción de vapor en la parte media del núcleo – Escenario 2



Se puede observar en el gráfico de la *Ilustración 5.12* que durante todo el transitorio simulado, la fracción de vapor en la zona menos elevada (Xv1) siempre es inferior a la unidad. Eso significa que a lo largo de la simulación la barra queda refrigerada por agua líquida. Por lo tanto, la temperatura se estabiliza a unos 400 K, por lo que la oxidación es despreciable.

El nodo 2, en cambio no está en contacto con agua líquida entre los instantes 10500 s y 11000 s, con lo cual la temperatura de superficie de vaina sube hasta entrar en una rango donde la oxidación es notable durante unos segundos. Sin embargo, al entrar el agua del sistema LPIS, se logra enfriar la barra hasta poder parar la reacción. El poder refrigerante del agua supera su poder oxidante y la temperatura de vaina baja.

En efecto, se constata en el gráfico siguiente (*Ilustración 5.13*) que en el caso de la zona inferior de la vaina (nodo 1), el espesor de capa de óxido se mantiene constante alrededor de 2,6 μm . En cambio, el nodo 2, un poco más elevado, sufre un aumento del 500% de su espesor inicial, llegando a estabilizarse a unos 14,6 μm por enfriarse y quedarse por debajo de la zona de temperaturas críticas.

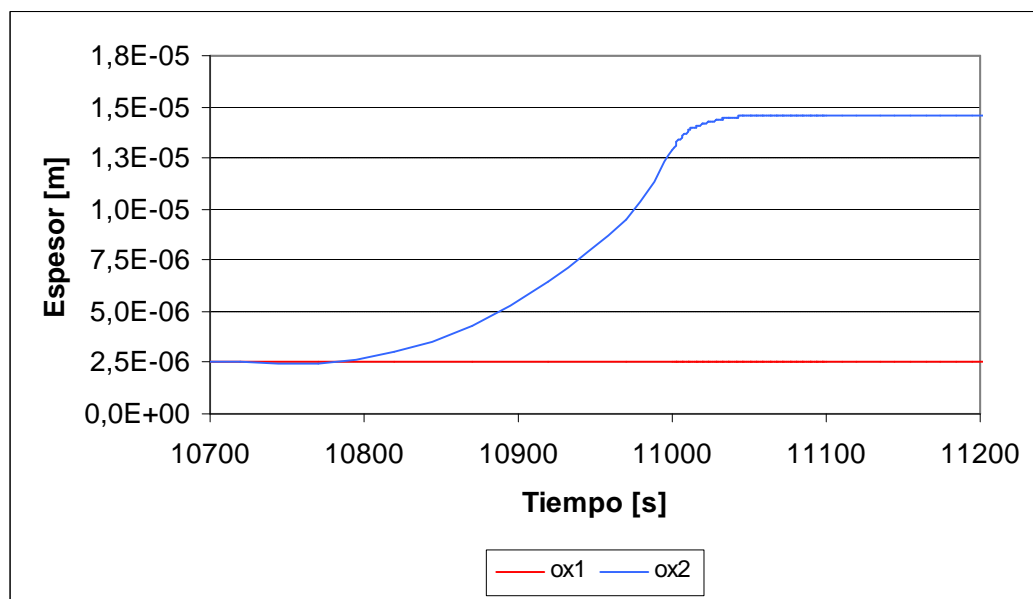


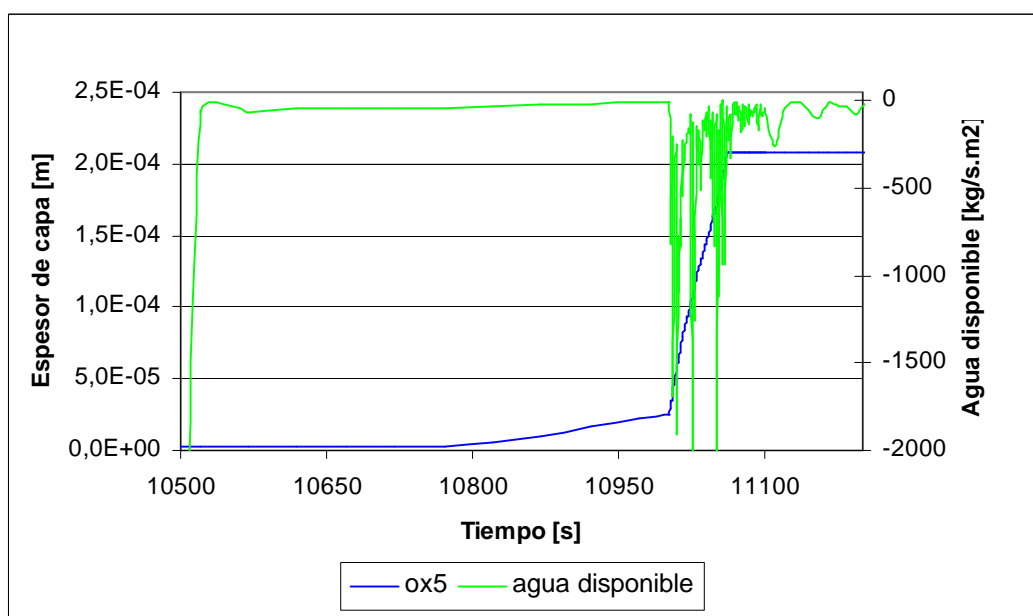
Ilustración 5.13 – Espesor de capa de oxidación en los nodos 1 y 2 del componente 5 – Escenario 2

Ahora se considera el segmento de barra correspondiendo al nodo 5, comparando el espesor de capa con la disponibilidad del oxidante (agua).



$z = \frac{dw}{dt} - \frac{8 \dot{m}}{9 S}$, valor expresado en $\text{kg.s}^{-1}.\text{m}^{-2}$ representa la diferencia entre el agua que desaparece por oxidación y el agua que llega hasta la superficie de la vaina (*Ilustración 5.14*).

En la primera fase de la oxidación, el aporte de agua es superior a su consumo por oxidación. En efecto, hasta los 11000 s la reacción es lenta y, por lo tanto, ξ resulta negativo a pesar de que el núcleo se esté vaciando. A los 11000 s, entra en servicio la inyección de seguridad y ξ se vuelve muy negativo. El agua, en estado vapor, y las temperaturas altas, aceleran la reacción y, como consecuencia, el oxidante se consume con mucha mayor velocidad. Alrededor de los 11050 s, ξ toma valores positivos o muy cercanos a $0 \text{ kg.s}^{-1}.\text{m}^{-2}$. Eso significa que el aporte de agua ya no es suficiente para alimentar la reacción: la oxidación se suspende por falta de material oxidante.

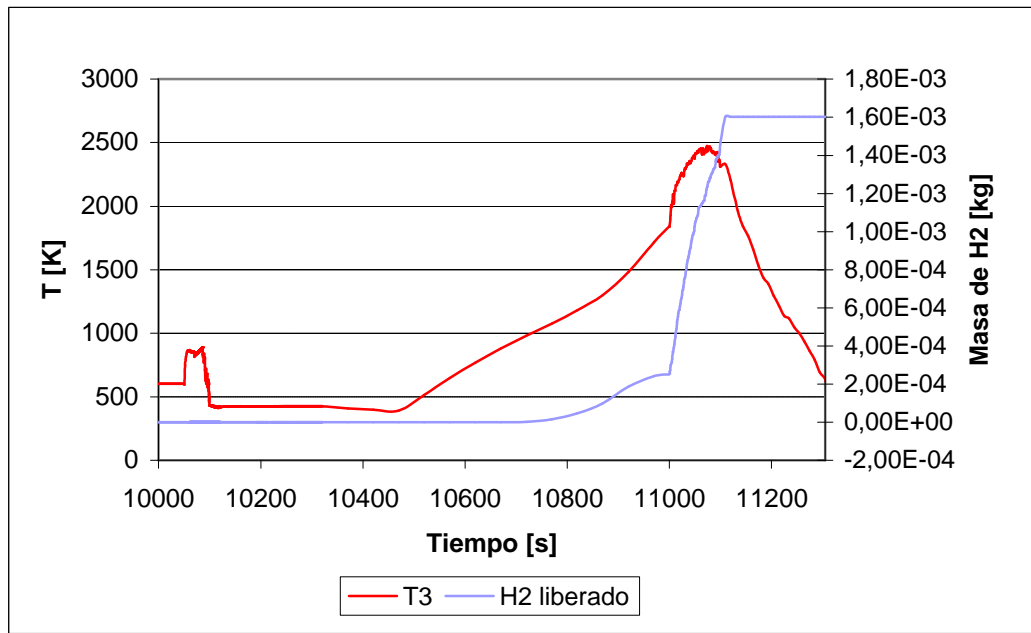


*Ilustración 5.14– Disponibilidad de agua para la oxidación
(componente5, nodo 5) – Escenario 2*

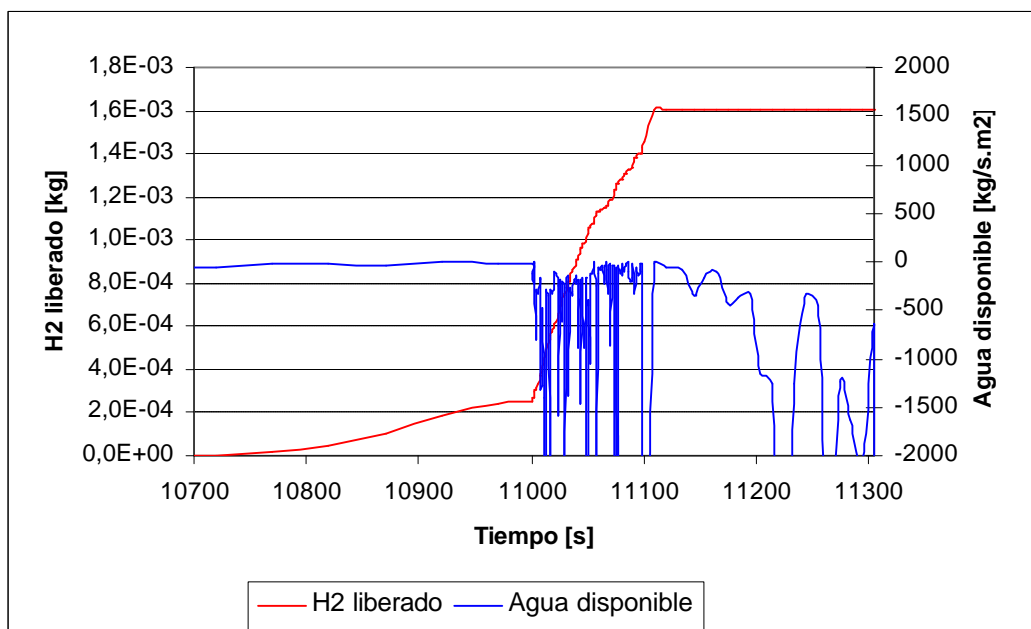
Al nivel del nodo 3, se detiene la reacción a los 11110 s. En este momento, la temperatura de superficie es de 2209 K (*Ilustración 5.15*). De un mismo modo, se puede notar en la *Ilustración 5.16* que a lo largo del transitorio hay agua disponible para la oxidación ($\xi < 0$). Por lo tanto, la detención de la oxidación no se debe a las bajas temperaturas, ni tampoco a la privación de oxidante. El hidrógeno liberado (1,6 g) indica que 95% del Zircaloy está bajo



forma de ZrO_2 . Entonces, la reacción se para por falta de material reductor (Zirconium). De este modo, el agua que llega a la superficie puede enfriar la vaina.



*Ilustración 5.15 – Hidrógeno liberado por oxidación
en la zona axial 3 – Escenario 2*

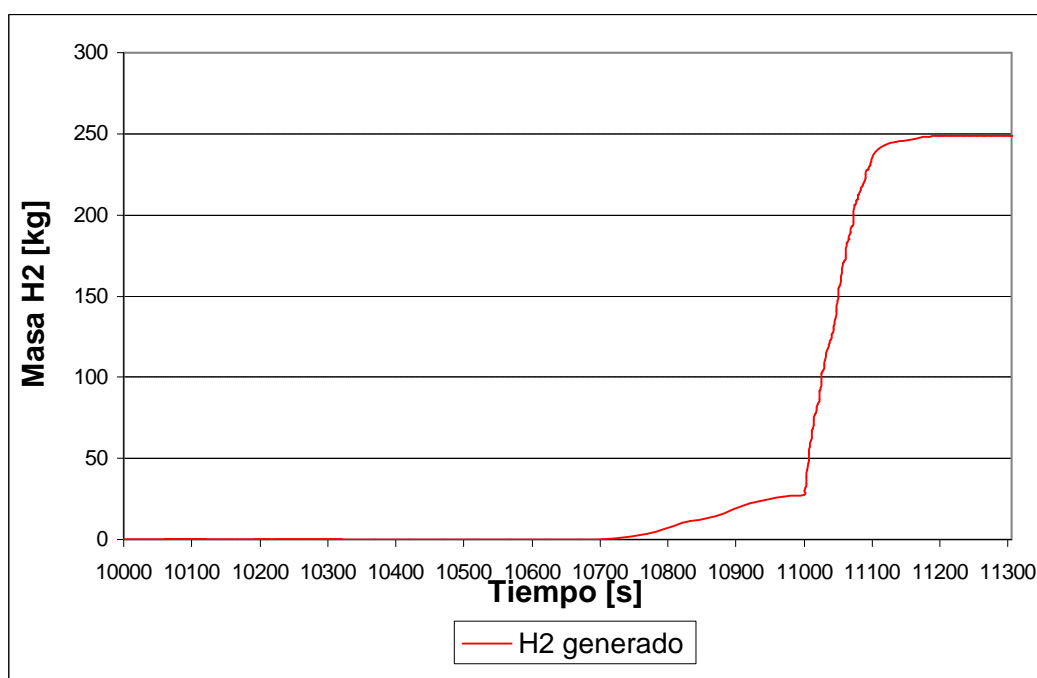


*Ilustración 5.16 – Agua disponible en el
nodo axial 3 (componente 5) – Escenario 2*



Como consecuencia, en todo el núcleo se han liberado aproximadamente 250 kg de hidrógeno. El gráfico siguiente (*Ilustración 5.17*) muestra la evolución a lo largo del tiempo del fenómeno de oxidación a nivel global a través de la producción de hidrógeno. El hidrógeno acumulado se ha obtenido integrando la tasa de producción debida a la oxidación.

Se confirma el inicio de la reacción a los 10700 segundos, el punto de inflexión alrededor de 10870 s, indicando la entrada en el dominio de altas temperaturas. Finalmente, a los 11000 s, la puesta en marcha del sistema LPIS, alimentando la reacción, implica un fuerte aumento de la producción de hidrógeno. Se detiene la reacción 150 s después. Al final del transitorio, se liberaron 250 kg de hidrógeno, los cuales presentan riesgos de explosión en presencia de aire.



*Ilustración 5.17 – Hidrógeno generado por oxidación acumulada
en todo el núcleo – Escenario 2*



5.4 Transferencia de calor e impacto sobre la temperatura

El impacto de las transferencias térmicas internas a la vasija es importante. Los intercambios son determinantes en la temperatura, la cinética de la oxidación, etc. A altas temperaturas, son muy complejos, e intervienen tres modos de transferencia :

- **Convección turbulenta, natural:** en régimen de funcionamiento estacionario es el modo de evacuación del calor más importante. Está facilitado por el gran caudal de refrigerante que circula dentro de la vasija.
- **Intercambios radiantes** entre las paredes y el fluido. Tienen lugar cuando aparecen fuertes gradientes de temperaturas. Son casi inexistentes en funcionamiento estacionario.
- **Conducción térmica** en las paredes. El modelo de conducción utilizado se explica en la sección 5.1. El calor producido en el núcleo que no sale por flujos de convección o de radiación se propaga radial y axialmente en el interior de las barras, aumentando la temperatura de las mismas.

En régimen estacionario, el equilibrio se ha alcanzado y la casi totalidad del calor generado se evacua por convección. La temperatura de vaina se mantiene casi constante y no hay flujos radiantes. Al contrario, cuando el reactor se vacía a causa de un LOCA, ya no hay bastante fluido para retirar el calor de este modo. El equilibrio se rompe. La temperatura de vaina aumenta muy rápidamente por conducción, ya que el combustible sigue produciendo mucho calor. Aparece una diferencia importante de temperatura entre la vaina y el refrigerante y el flujo radiante empieza producirse con magnitud notable (Φ aumenta proporcionalmente con T^4).

En el caso del escenario E1, la temperatura máxima se observa en la parte central del núcleo (componente 1), en la zona superior (zona axial 8). Se consideran los fenómenos de intercambio de calor en esta zona.



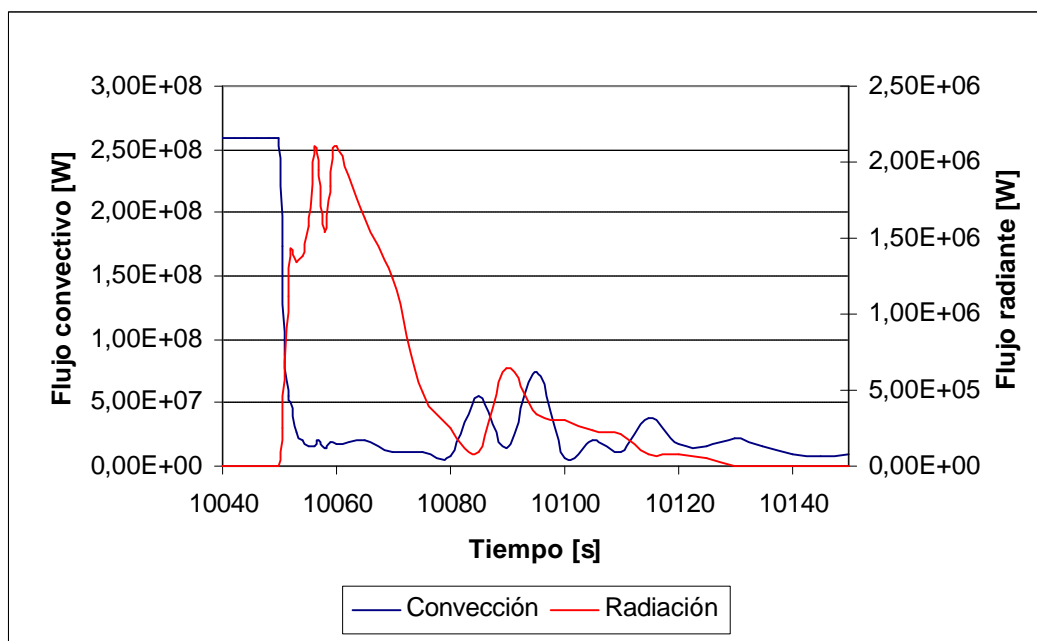


Ilustración 5.18 – Flujos de calor a 80% de la altura en la zona central del núcleo

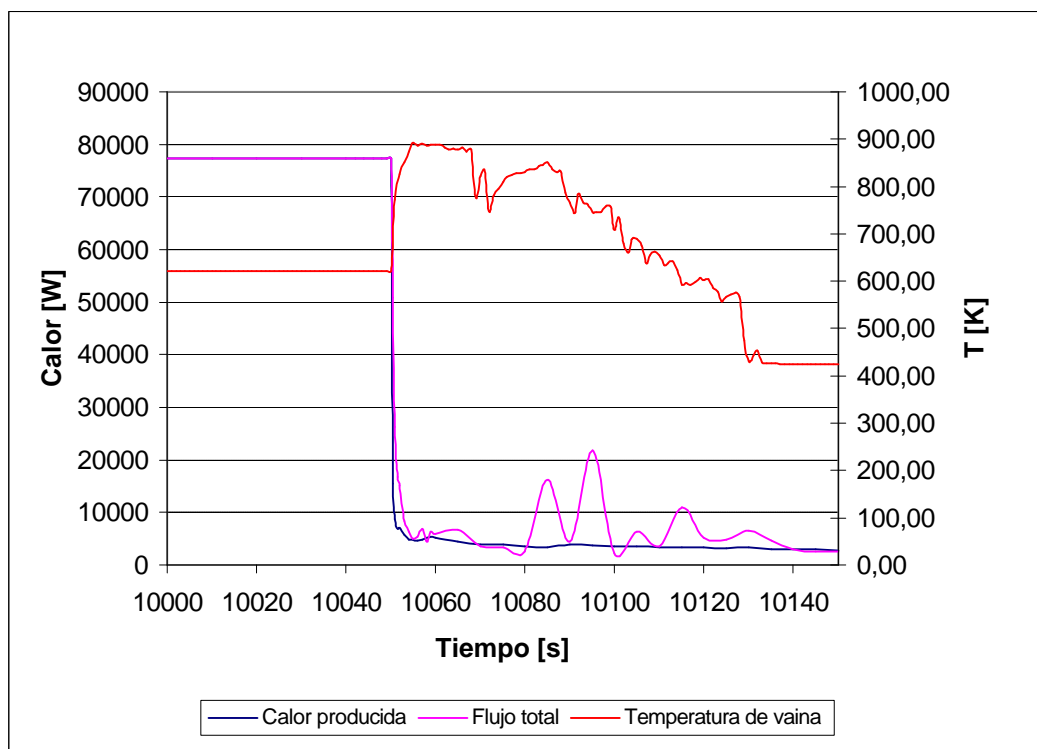


Ilustración 5.19 – Efecto del calor producido y del flujo saliendo sobre la temperatura en las vainas del componente SCDAP 01



El gráfico 5.18 muestra el reparto entre evacuación del calor por convección y por radiación. Queda probado que no hay flujo radiante antes de la rotura. Luego, al perder refrigerante, el flujo por convección disminuye súbitamente y la temperatura aumenta, lo que implica un fuerte aumento de radiación. Sin embargo, se alcanza el flujo radiante máximo a los 10 056 s: $Q_r = 2,1 \text{ MW}$, mientras en el mismo instante el flujo por convección vale $Q_c = 16,5 \text{ MW}$ o sea 8 veces mayor que el flujo radiante.

En la *Ilustración 5.19*, se puede observar la evolución de temperatura máxima en la zona central del núcleo, así como el calor producido y el flujo saliendo (convección y radiación) en una barra de combustible de la misma zona. Globalmente, después de la rotura, el flujo total supera el calor producido debido a la inyección de seguridad que permite la evacuación del calor por convección. Por lo tanto, después de haber alcanzado un máximo, la temperatura baja a lo largo del tiempo.



5.5 Deformación de materiales en las barras

Las variaciones de temperatura tienen también consecuencias geométricas. Así, variaciones de presión interna en la barra de combustible y del refrigerante, dilatación térmica y deformación de los materiales influyen sobre las dimensiones de la barra. Este fenómeno puede ser muy importante. El aumento del diámetro de la barra implica un aumento de la superficie de contacto entre el agua y el Zircaloy, lo que aviva la reacción de oxidación. En el caso de que se rompa la barra y que entre agua dentro de la barra, el calentamiento debido a la oxidación puede multiplicarse por 2,6. [8]

Dado que el mecanismo de deformación es plástico y elástico, el programa hace iteraciones calculando tensiones a partir de las condiciones de equilibrio mecánico, hasta lograr convergencia en cada nodo.

Al principio de una iteración se calculan los coeficientes de anisotropía a partir del incremento de deformación plástica del paso iterativo anterior. La presión interna en la barra de combustible se obtiene con un modelo de gases ideales, según la composición química (He y productos de fisión) y los volúmenes obtenidos al final de la iteración anterior.

El modelo SCDAP calcula los esfuerzos en cada nodo de un grupo de barras de combustible. Las condiciones de equilibrio, proyectadas tangencial, axial y radialmente dan las siguientes expresiones de las tensiones superficiales:

$$\begin{aligned}S_t &= \frac{P_i \cdot r_i - P_e \cdot r_e}{r_e - r_i} \\S_a &= \frac{P_i \cdot r_i^2 - P_e \cdot r_e^2}{r_e^2 - r_i^2} \\S_r &= -0,5 \cdot (P_i + P_e)\end{aligned}$$

P_i y r_i representan la presión interna y el radio interior de la barra, mientras que P_e y r_e se refieren a la presión del refrigerante y al radio exterior de la barra.

Con estas tensiones y los coeficientes de anisotropía, el programa calcula la tensión efectiva y las deformaciones elásticas correspondientes $\left[\frac{S_t - n(S_a + S_r)}{E} \right]$, la dilatación térmica ($\alpha \Delta T$)



y el incremento debido a la deformación plástica ($d\mathbf{e} > 0$ ya que el fenómeno es irreversible). La deformación total en el paso iterativo i es:

$$\mathbf{e}_{total}(i) = \mathbf{e}_{elástica}(i) + \mathbf{e}_{térmica}(i) + \mathbf{e}_{plástica}(i-1) + d\mathbf{e}_{plástica}$$

El coeficiente de Poisson vale $\nu = 0,3$ (Zircaloy) y el módulo de Young se interpola en función de la temperatura.

El programa calcula el radio medio al final de la iteración: $R_m(i) = R_m(0) \cdot \mathbf{e}_{total}(i)$

Considerando como constante la sección A_c de la barra, se obtiene el espesor al final de la iteración:

$$e(i) = \frac{A_c}{2\pi R_m(i)}$$

Entonces, se obtienen los radios internos y externos de las barras:

$$r_{int}(i) = R_m(i) - \frac{e(i)}{2}$$

$$r_{ext}(i) = R_m(i) + \frac{e(i)}{2}$$

Con los radios calculados, se actualizan los valores de los volúmenes y el programa pasa al paso iterativo siguiente. El proceso prosigue hasta que converja la deformación en cada nodo.

Los gráficos siguientes representan las variaciones de dimensión de las barras (los radios internos y externos, así como el radio de las pastillas de combustible) y también de la temperatura de vaina, de presiones (interna y del refrigerante). La zona estudiada es la zona de mayor temperatura, o sea en el centro del núcleo, a 80% de la altura. Se considera el caso del escenario E1.



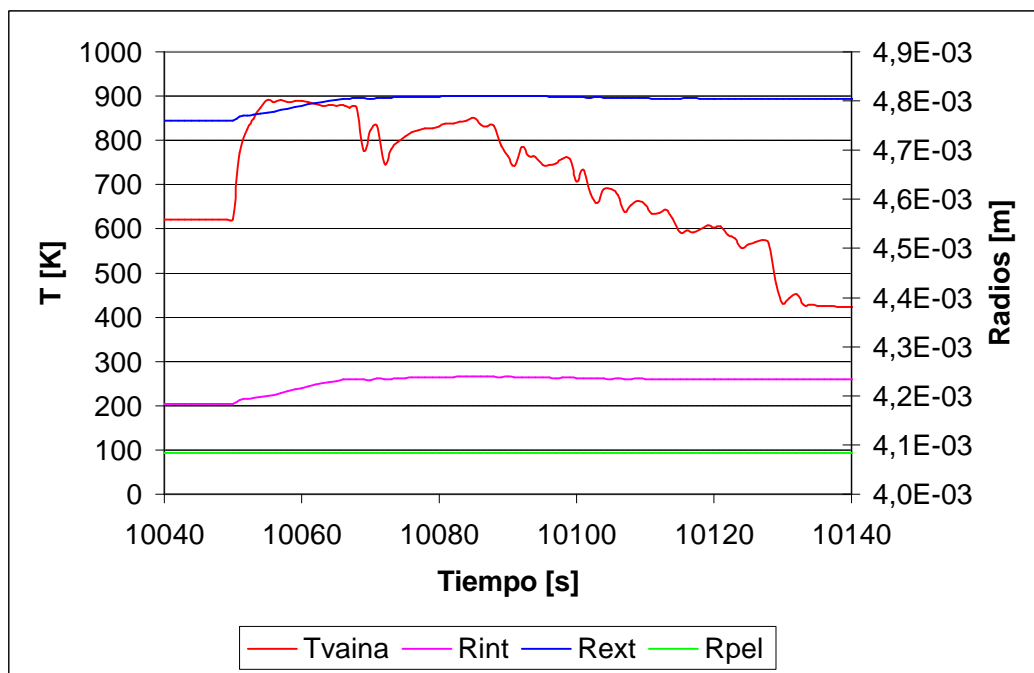


Ilustración 5.20 – Deformación y temperatura de vaina (componente 1, nodo 8)

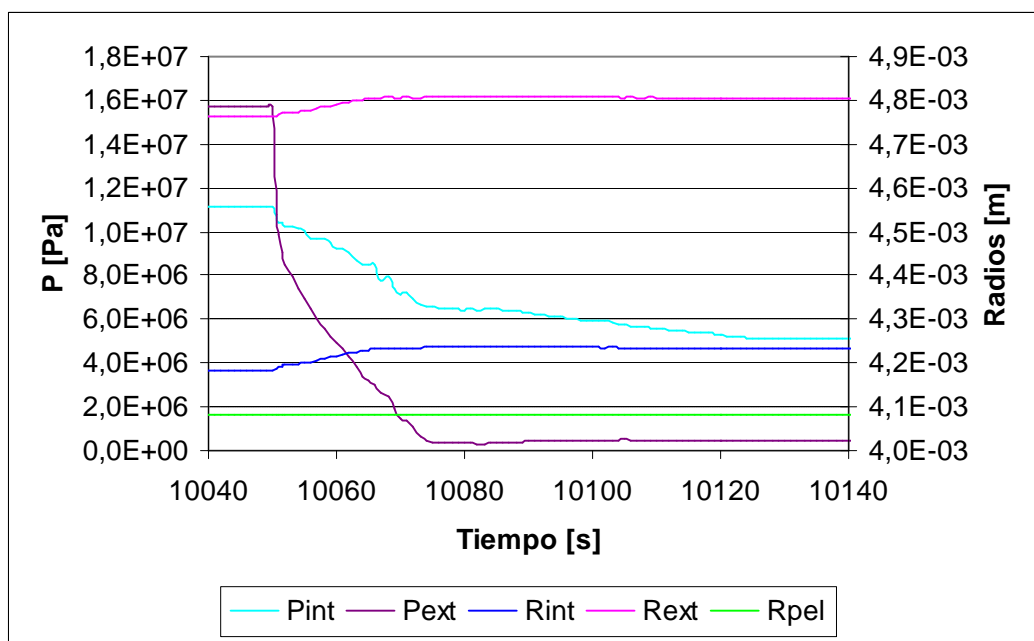


Ilustración 5.21 – Deformación y presiones (componente 1, nodo 8)

Por un lado, se observa que después de la rotura la temperatura sube (ver Ilustración 5.20) y, por otro lado, la presión interior de la barra supera a la presión del refrigerante (ver



Ilustración 5.21). En efecto, las 2 presiones bajan (la primera por aumento del volumen y más tarde bajada de temperatura, la segunda por culpa de la fuga en el primario) pero, sin embargo, se destaca que la presión del refrigerante cae mucho más rápido. Esto puede explicar el aumento de los radios internos y externos del tubo de Zircaloy.

El gráfico (*Ilustración 5.22*) que sigue permite cuantificar la deformación representando la variación de circunferencia de la barra. También están representadas evaluaciones de la deformación elástica y de la dilatación térmica.

$$e_{elastica} = \frac{s_t - n(s_a + s_r)}{E}$$

$$e_{termica} \propto T$$

Considerando que al principio sólo intervienen estos 2 fenómenos, se puede extrapolar el coeficiente de proporcionalidad para la dilatación térmica.

La evaluación de la contribución debida a la deformación plástica se deduce de la diferencia entre la deformación total (salida SCDAP) y las otras deformaciones:

$$e_{plastica} = e_{total} - e_{termica} - e_{elastica}$$

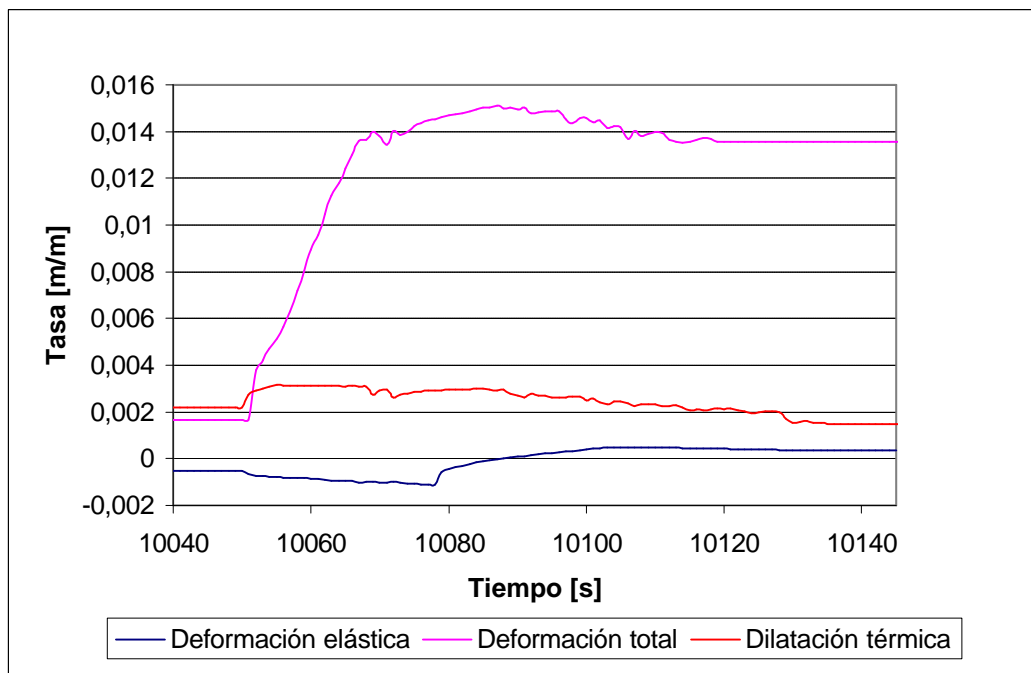


Ilustración 5.22 – Contribuciones de la deformación elástica y de la dilatación térmica



Al principio, la deformación no es nula (0,002 m/m) a causa de las variaciones (pico de potencia) que tuvieron lugar al principio de la simulación, antes de alcanzar el estado estacionario. Después, durante los instantes que siguen la rotura, se produce una fuerte deformación con importante irreversibilidad hasta un alargamiento del 1,4%. Sin embargo, la tasa de deformación máxima queda unas 10 veces inferior a la de rotura en estas condiciones de temperatura. Luego, a partir de los $t = 10\,060$ s, dominan la deformación elástica y la dilatación térmica, ya que suben al aumentar la temperatura y el gradiente de presión antes de bajar al enfriarse la barra y estabilizarse las presiones.

El hecho de que la deformación plástica irreversible sea tan importante implica que el LOCA tiene repercusiones definitivas aunque mínimas sobre la geometría de las barras de combustible.



5.6 Interés de utilizar SCDAP en el estudio de LOCA

La utilización del código SCDAP como complemento al programa RELAP tiene varias ventajas en el estudio de transitorios accidentales como los LOCA.

Los modelos utilizados son más completos. Por ejemplo, tienen en cuenta fenómenos como la oxidación, que puede ser una fuente de energía y de hidrógeno considerable. SCDAP permite estudiar este fenómeno a través del espesor de capa de óxido, del peso de hidrógeno liberado y del calor generado por la reacción. Así se puede valorar más precisamente la degradación de las vainas en Zircaloy o (en escenarios extremos) evaluar los riesgos de explosión del hidrógeno con el aire. En cambio, si se activan las opciones adecuadas, RELAP calcula el espesor de capa de óxido y el hidrógeno producido, pero no tiene en cuenta los cambios físicos y térmicos del material que induce la oxidación (concentración en oxígeno del Zircaloy, cambios en las propiedades del material, etc.). Además, no toma en consideración la disponibilidad del oxidante como limitación de la reacción. El hidrógeno producido y el agua eliminada por la oxidación no aparecen en el balance hidráulico.

Por otra parte, como se ha visto en la *sección 5.1*, el modelo de SCDAP calcula la temperatura en varias zonas del núcleo, contando con las fuentes de calor nuclear y químicas, así como los modos de transferencia térmica, tanto por convección como por radiación. Como resultado se puede analizar cómo el núcleo logra transferir el calor al agua, evaporándola. Así, donde RELAP necesita tablas introducidas por el usuario, SCDAP tiene modelos propios para valorar datos como la conductividad térmica, valores límites de resistencia de materiales, etc.

Resulta que en el caso de un escenario de LOCA sin fallo del sistema de seguridad, la utilización de SCDAP permite asegurarse de que no haya fenómeno de oxidación apreciable y de que la temperatura máxima alcanzada no induzca daños en el núcleo. Además, en el caso de un escenario de LOCA con fallo de inyección de seguridad, son necesarios los modelos acoplados de conducción y oxidación para obtener una predicción correcta de la evolución de las características térmicas, químicas y geométricas del sistema.

A partir de la fracción de oxígeno en el Zircaloy calculada, SCDAP estima temperaturas de inicio de cambio de fase del material a partir de datos de MATPRO (ver diagrama de fase en



la *Ilustración 5.23*). Comparar con la temperatura de superficie alcanzada permite comprobar si hubo fusión de las vainas.

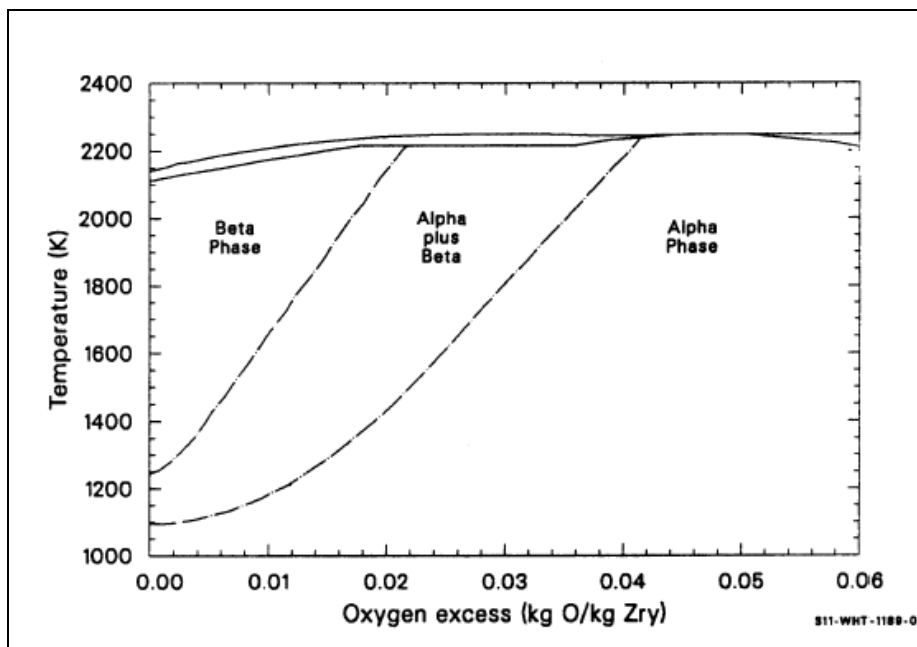


Ilustración 5.23 – Diagrama de fases del Zircaloy [9]

En el caso del Escenario 1, la temperatura de superficie máxima es de 886,6 K. Se comprueba en el gráfico que no hay fenómeno de oxidación: todo el Zircaloy se encuentra en fase α . Además, la temperatura de inicio de la fusión se sitúa alrededor de 2100 - 2200 K y, en estas circunstancias, la integridad de las vainas no se encuentra en situación de peligro. En este caso, el programa SCDAP permite mostrar que en estas condiciones la seguridad de la planta no se ve afectada y que se recuperará el núcleo después de la parada sin registrarse daños importantes.

SCDAP cuenta con la ventaja de poder desactivar algunos modelos, tales como la oxidación o las deformaciones de material (“ballooning”). Así se puede ver la influencia que tiene cada uno de ellos sobre temperaturas, caudales o transferencia térmica.

Seguidamente, se repetirá el escenario E1, tomando o no en consideración la oxidación y las deformaciones. Los gráficos siguientes muestran la evolución de temperatura de vaina en los cuatro casos posibles (con o sin oxidación y con o sin deformación) para el componente 1, nodo 8, donde la temperatura es más alta.



La *Ilustración 5.24* confirma la ausencia del fenómeno de oxidación en el caso del escenario E1, puesto que se obtienen las mismas temperaturas cuando se ha activado el modelo y cuando no se ha activado.

En cambio, parece que el “ballooning” tenga influencia (aunque mínima) en la evolución de la temperatura, por lo menos una vez que empiezan a actuar los sistemas de inyección.

El gráfico de la *Ilustración 5.25* indica que el fenómeno de “ballooning” en este caso no tiene influencia directa sobre la temperatura. En efecto, hasta los 10071 s, las deformaciones son importantes y sin embargo, cuando el modelo se desactiva, se obtienen sensiblemente las mismas temperaturas. Luego, aparece una pequeña diferencia entre las dos temperaturas variando de 30 a 40 grados (aproximadamente un 40%) y un retraso temporal de unos 10 segundos en la evolución. Esto coincide con la puesta en marcha del sistema de inyección de baja presión.

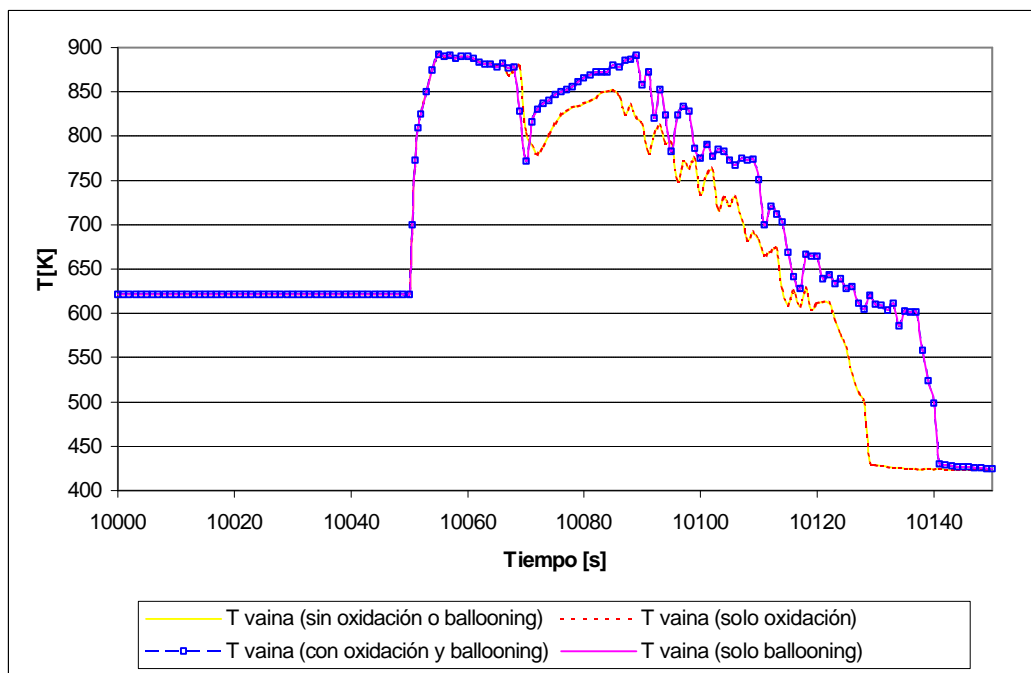


Ilustración 5.24 – Efectos de los modelos del “ballooning” y de oxidación sobre la temperatura vainas (componente 1, nodo 8)



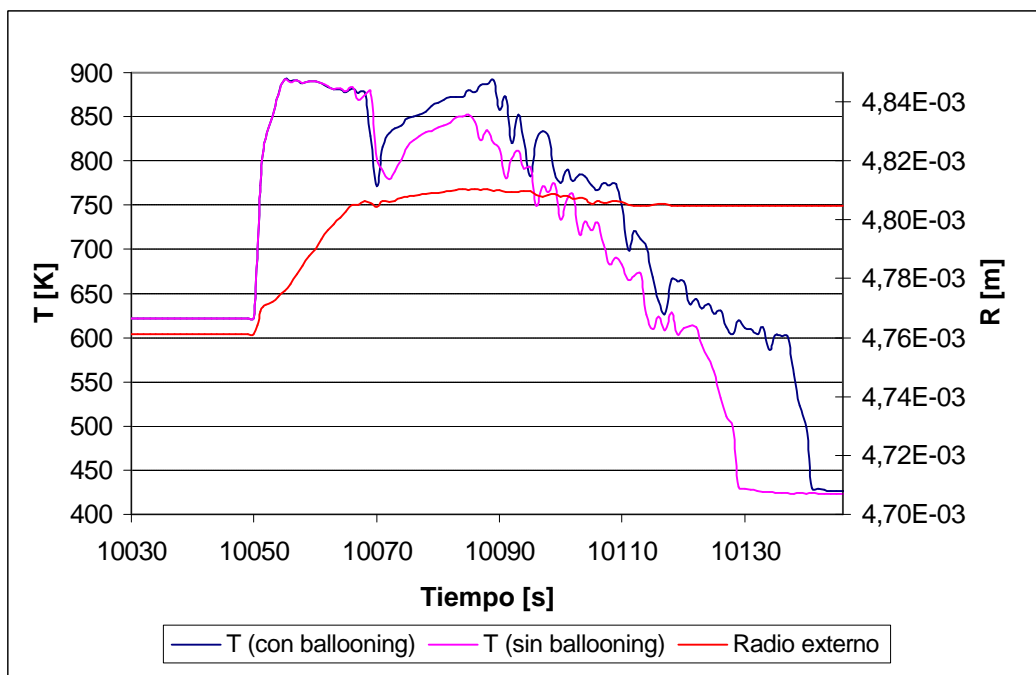


Ilustración 5.25 – Influencia del “ballooning” (componente 1, nodo 8)

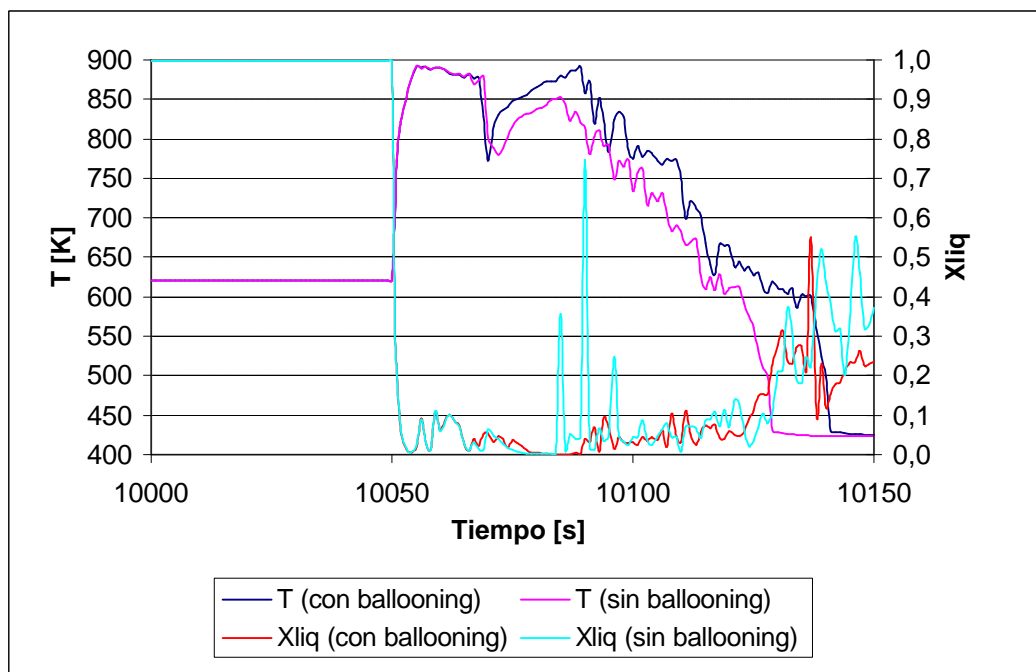


Ilustración 5.26 – Efecto del “ballooning” sobre la termo-hidráulica (componente 1, nodo 8)



El ballooning tiene un efecto sobre la geometría de las vainas y, en consecuencia, sobre la superficie de contacto de las mismas con el refrigerante. Así, el modelo hidrodinámico y termodinámico se encuentra modificado: los intercambios de calor y los flujos de agua y vapor no se efectúan de la misma manera en los diferentes nodos en el caso de que esté activado o no el modelo de deformación de barras.

Sobre todo, se destaca en el gráfico precedente (*Ilustración 5.26*) que a partir de la activación del sistema LPIS, las fracciones de líquido en el volumen RELAP (111) correspondiendo al componente 1 SCDAP, a la misma altura, son diferentes según se tome en cuenta o no el “ballooning”. Así, se observa una mayor inercia en las variaciones de temperatura en este punto del núcleo teniendo en cuenta el fenómeno de deformación de barras.



Conclusiones



Conclusiones

Gracias al código RELAP/SCDAP, código de cálculo desarrollado por la NRC y el consorcio SDTP, se han realizado en la ETSEIB (UPC) modelos de planta de Ascó II, aproximando al máximo la realidad de funcionamiento. Durante este proyecto se realizó un modelo híbrido integrando un modelo SCDAP detallado de la vasija y del núcleo con la última versión de los modelos de Ascó y realizando ajustes y simplificaciones.

Después de validarlo en régimen estacionario, se hicieron simulaciones de transitorios, según 2 escenarios de LOCA. Se consideró una rotura en uno de los lazos del circuito principal. En un primer tiempo (E1) se estudió el caso en el que los sistemas de seguridad actúan como diseñados, mientras que en un segundo tiempo (E2) tuvo lugar un fallo de la inyección de alta presión y un retraso de la inyección de baja presión. Con todo, se observaron las principales implicaciones de tal escenario en el núcleo: evolución de las temperaturas, dilatación de materiales, oxidación del Zircaloy, transferencia de calor...

Resulta que en el caso E1, escenario de tipo base de diseño, tal como estaba previsto, los sistemas de seguridad logran recuperar el núcleo tras un salto de temperatura consecuencia de una rotura de equilibrio entre energía producida y energía evacuada. El aporte rápido y consecuente de agua por los acumuladores y el posterior suministro constante de refrigerante por los sistemas LPIS y HPIS permiten superar el desequilibrio, aportando materia para evacuar el calor por convección. El fenómeno de oxidación no tiene lugar, y los sistemas de seguridad desempeñan de manera eficiente su papel. Sin embargo, se produce deformación plástica (y por lo tanto irreversible), que modifica permanentemente, la geometría de las vainas de combustible (aumento de circunferencia de aproximadamente un 1,4%).

La utilización de SCDAP permitió también asegurarse de la correcta actuación de los sistemas de emergencia en el caso base. Justamente, demuestra que la temperatura de vaina queda lejos del límite de diseño y muy lejos de la temperatura de fusión del Zircaloy, que la reacción de oxidación es inexistente y que la deformación de las barras, aunque irreversible, tiene poca amplitud.

Además, la comparación de resultados con activación o desactivación de modelos de oxidación y “ballooning” confirmó las pocas implicaciones que tienen estos fenómenos en el caso base.



Por otra parte, en el caso del escenario E2, se puede destacar la importante influencia de la reacción de oxidación. En efecto, una vez el primario está vacío, la temperatura empieza a subir otra vez (tras haber bajado por actuación de los acumuladores) y cuando empieza la reacción, el calentamiento se hace cada vez más rápido. La fuente de calor se hace aún más importante cuando se pone en marcha el sistema LPIS que alimenta la reacción con el oxígeno del agua. Otro síntoma es la liberación al final del transitorio de 250 kg de H₂ gaseoso. Sólo se detiene la oxidación por falta de oxidante (oxígeno) o de reductor (Zirconium), o una vez que el efecto oxidante del agua es superado por su efecto refrigerante.

Finalmente, la utilización de SCDAP permitió valorar el papel que desempeña el fenómeno de oxidación. En efecto, tiene modelos propios y más desarrollados que RELAP, con menos limitaciones y un mejor acoplamiento entre los diferentes modelos. Así se confirma que cuando tiene lugar, la reacción de oxidación es una fuente muy importante de calor, induciendo temperaturas muy altas en las superficies de vainas y produciendo daños muy importantes (consumo del Zircaloy, rotura de vainas, liberación de hidrógeno que puede explotar al contacto con el aire...).

El proyecto ha permitido desarrollar un modelo y aplicarlo a dos escenarios de distinta severidad. Su utilización ha servido para ilustrar sus capacidades. En futuros proyectos debe continuarse la explotación del modelo ejercitando así nuevas posibilidades de predicción de accidentes base-de-diseño y accidentes severos.



Agradecimientos

En primer lugar, quisiera agradecer el Sr. Francesc Reventós, director de este proyecto, por su confianza, su disponibilidad, sus consejos sagaces y su paciencia.

Agradezco también a los que, de una manera u otra, ayudaron a la realización de este estudio. Gracias a Soraia por sus consejos de estilo en la redacción de esta memoria.

Gracias igualmente a los otros becarios y doctorandos del grupo de estudio, por su compañía, sus consejos y todos los “instantes cafés” que compartimos.

Finalmente, un pensamiento para mi familia y mis amigos en Barcelona o de otras partes del mundo que me apoyaron a lo largo de mi carrera a pesar de la distancia.



Bibliografía

Referencias bibliográficas

- [1] ISS (Innovative System Software). *Información general sobre RELAP*. Idaho Falls, Idaho, 1997.

[<http://www.relap.com/general/relap5.html>, 1 de marzo de 2005]*. *[URL, data de consulta].
- [2] ISS (Innovative System Software). *Información general sobre SCDAP*. Idaho Falls, Idaho, 1997.

[<http://www.relap.com/general/scdap.html>, 1 de marzo de 2005]*. *[URL, data de consulta].
- [3] Carlos TAPIA – “Centrales Nucleares. Apuntes de curso. Primera parte. Aspectos generales.” – ETSEIB – Revisión 3. Barcelona, febrero 2004.
- [4] Patricia Pla – “Assessment of size aspects in modeling molten fuel coolant interaction” – UPC – 2004
- [5] SCDAP/RELAP/MOD3.2 CODE MANUAL, NUREG/CR/6150, REV.1, JULY 1998.
- [6] The SCDAP/RELAP5 Development Team – “RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS AND SOLUTION METHODS” – Enero 2003.
- [7] The SCDAP/RELAP5 Development Team - “SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL VOLUME III: USER’S GUIDE AND INPUT MANUAL” - NUREG/CR-6150 INEL-96/0422 - Revision 1 Volume III. November 1997.
- [8] The SCDAP/RELAP5 Development Team - “SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL VOLUME II: DAMAGE PROGRESSION MODEL THEORY” - NUREG/CR-6150 INEL-96/0422 - Revision 1 Volume III. November 1997.
- [9] The SCDAP/RELAP5 Development Team - “SCDAP/RELAP5/MOD3.2 CODE MANUAL VOLUME IV: MATPRO – A LIBRARY OF MATERIAL PROPERTIES FOR LIGHT-WATER-REACTOR ACCIDENT ANALYSIS” - NUREG/CR-6150 INEL-96/0422 - Revision 1 Volume III. November 1997.

